ORSAY
n° d'ordre : 2999

UNIVERSITE DE PARIS-SUD

CENTRE D'ORSAY

THESE

présentée

pour obtenir

LE TITRE DE DOCTEUR 3ème CYCLE

Spécialité : PHYSIQUE NUCLEAIRE
Option : PHYSIQUE DES REACTEURS

par

HENRI SCHAEFFER

SUJET : **ETUDE DU CYCLE THORIUM DANS LES REACTEURS A EAU PRESSURISEE**

Soutenue le 19 mai 1981, devant la Commission d'examen

MM. HERPIN Président

BOUCHARD
CHABRILLAC
GAMBIER
HAVARD

ORSAY
n° d'ordre : 2999

UNIVERSITE DE PARIS-SUD

CENTRE D'ORSAY

THESE

présentée

pour obtenir

LE TITRE DE DOCTEUR 3ème CYCLE

Spécialité : PHYSIQUE NUCLEAIRE
Option : PHYSIQUE DES REACTEURS

par

HENRI SCHAEFFER

SUJET : **ETUDE DU CYCLE THORIUM DANS LES REACTEURS A EAU PRESSURISEE**

Soutenue le 19 mai 1981, devant la Commission d'examen

MM. HERPIN Président

BOUCHARD
CHABRILLAC
GAMBIER
HAVARD

UNIV.
LEIDEN
BIBL.

REMERCIEMENTS

Ce travail a été réalisé au Département Physique des Réacteurs, du Service Réacteurs Nucléaires et Echangeurs de la Direction des Etudes et Recherches d'Electricité de France.

J'exprime mes sincères remerciements à Monsieur le Professeur J. HERPIN, Directeur de l'Institut National des Sciences et Techniques Nucléaires et à Monsieur M. CHABRILLAC, Chef de la Division Procédés de Framatome, qui ont bien voulu m'autoriser à préparer cette thèse.

Je remercie Monsieur J. HAVARD, Chef du Service Réacteurs Nucléaires et Echangeurs et Monsieur M. ISRAEL, Chef du Département Physique des Réacteurs de m'avoir accueilli au sein de leur unité.

Que Monsieur G. GAMBIER trouve ici l'expression de ma profonde gratitude pour l'aide constante et efficace qu'il m'a apportée tout au long de ce travail.

J'adresse mes plus vifs remerciements à l'ensemble des ingénieurs du Département Physique des Réacteurs pour leur accueil amical et les discussions fructueuses que j'ai eues avec eux.

Madame C. LEBLANC a assuré la présentation matérielle de ce travail, qu'elle trouve ici mes remerciements pour le soin qu'elle y a apporté.

Enfin, je ne terminerai pas sans remercier l'ensemble des Professeurs du D.E.A. d'Energétique : Physique des Réacteurs, qui par leur enseignement m'ont formé à la physique des réacteurs nucléaires.

SOMMAIRE

PAGE

INTRODUCTION 1

CHAPITRE I - LES PROBLEMES INDUSTRIELS LIES A LA FABRICATION ET AU RETRAITEMENT DES COMBUSTIBLES A L'U 233. 7

I - Fabrication des combustibles à l'U 233 9

II - Retraitement 9

III - Conclusion sur les problèmes industriels 15

CHAPITRE II - LE RECYCLAGE DU PLUTONIUM AVEC LE THORIUM DANS BUGEY 2 17

I - Généralités 19

Avant Propos 19

I-1 - Production de plutonium en France 20

I-2 - Le programme nucléaire en France 20

I-3 - Programme communautaire du recyclage du plutonium 21

I-4 - Composition isotopique du plutonium 22

I-4-1 - Chaîne d'évolution thorium-uranium-plutonium 22

I-4-2 - Composition isotopique du plutonium issu du cycle UO_2 d'un PWR 24

I-4-3 - Chaîne de calculs d'évolution utilisée dans le thorium-plutonium 25

I-5 - Les outils de calculs utilisés 29

I-5-1 - Codes de calculs 29

I-5-2 - Sections efficaces et caractéristiques neutroniques 31

Incertitudes - Programme commun EDF/CEA 44

I-6 - Caractéristiques du réacteur PWR 900 MWe type BUGEY 2 48

I-6-1 - Caractéristiques standards 48

I-6-2 - Caractéristiques spécifiques du réacteur avec un combustible ThO_2 65

II - Recyclage du plutonium avec le thorium dans les recharges 69

II-1 - Introduction 69

.../...

II-2 - Calculs de cellule et d'évolution 74

II-3 - Problèmes d'interface dans un coeur mixte 83

II-4 - Calcul de coeur - Dans le cas où tous les assemblages de la recharge sont composés d'oxyde mixte ThO_2-PuO_2 84

II-4-1 - Coeur UO_2 de référence 84
II-4-2 - Etude du cycle PuO_2-ThO_2 89

Commentaires 101

Conclusion 105

III - Recyclage du plutonium dans les premiers cycles 106

Avant Propos 106

III-1 - Coeur UO_2 de référence 107

III-2 - Etude du premier cycle d'un coeur au thorium-plutonium 114

III-2-1 - Calculs de cellules pour chaque région du premier coeur 114
III-2-2 - Recherche d'un plan de chargement du premier coeur 116
III-2-3 - Coefficient de température du modérateur en début du premier cycle 128

III-3 - Etudes des cycles transitoires et du cycle à l'équilibre 129

III-3-1 - Cycle II 129
III-3-2 - Cycle III 133
III-3-3 - Cycle IV 137
III-3-4 - Cycle V et VI (équilibre) 137
III-3-5 - Récapitulatif 144

III-4 - Bilans matières 145

III-4-1 - Bilans matières des premiers cycles et du cycle à l'équilibre 145
III-4-2 - Facteur de conversion 152
III-4-3 - Composition isotopique de l'uranium et du plutonium déchargés. Facteurs d'équivalence dans les PWR et les FBR 154

III-5 - Calculs des paramètres nécessaires aux études de sûreté 159

III-5-1 - Effet Doppler 159
III-5-2 - Coefficient de température du modérateur 160
III-5-3 - Paramètres cinétiques 164
III-5-4 - Efficacité des grappes de contrôle 166
III-5-5 - Bilan en réactivité 168

Conclusion 171

.../...

PAGE

CHAPITRE III - LE CYCLE THORIUM-U 233 DANS UN REACTEUR A EAU PRESSURISEE 173

I - Cycle thorium-U 233 dans un réacteur à eau pressurisée standard 175

Introduction 175

I-1 - Calculs de cellules et d'évolution 177

I-2 - Bilans matières 185

I-3 - Etudes de cycles à l'uranium 233 189

I-4 - Etudes des paramètres nécessaires aux études de sûreté 204

I-4-1 - Paramètres cinétiques 204
I-4-2 - Effet Doppler 206
I-4-3 - Coefficient de température du modérateur 206
I-4-4 - Efficacité des barres de contrôles - Bilan en réactivité 213

Conclusion 217

II - Recyclage de l'U 233 en présence de thorium dans BUGEY 2 fonctionnant en "spectrum shift control reactor" 218

II-1 - Généralités 218

II-1-1 - Principes de fonctionnement 218
II-1-2 - Principales caractéristiques de l'eau lourde 220
II-1-3 - Historique des études du "spectrum shift control reactor" 221
II-1-4 - Méthodes de calcul 221

II-2 - Etude du premier coeur de BUGEY 2 - SSCR 223

II-2-1 - Détermination des teneurs en uranium pour chacune des régions 223
II-2-2 - Etude des premiers cycles Bilans matières 223

II-3 - Etude de l'assemblage de teneur en uranium égale à 2,88% en milieu infini 233

Commentaires 238

Conclusion 239

CHAPITRE IV - ETUDE DE QUELQUES STRATEGIES DE PENETRATION DU CYCLE Pu/Th/U233 241

Avant propos 243

I - Hypothèses sur la pénétration des différentes filières étudiées 244

.../...

PAGE

II - Hypothèses de calcul 244

III - Besoins annuels et cumulés en uranium naturel 245

Conclusion 252

CONCLUSION GENERALE 255

BIBLIOGRAPHIE 259

ANNEXES 263

I - Recyclage du plutonium en présence de thorium dans les premières charge. Calculs JANUS et FAXIMILLIER 264

II - Recyclage de l'U 233 en présence de thorium. Nouveaux calculs de cycles 278

III - Facteurs d'équivalence 287

IV - Comparaison entre les diverses équivalences 288

V - Les surgénérateurs au thorium 289

- INTRODUCTION -

L'emploi du thorium dans les réacteurs à eau ordinaire est lié à l'importance des ressources en ce métal dans le monde (voir tableau 1) et aux excellentes qualités neutroniques de l'uranium 233. Cet isotope est obtenu, rappelons-le, par capture neutronique du thorium 232 qui mène, par l'intermédiaire du thorium 233, au protactinium 233, lequel conduit, par décroissance radioactive β, à l'uranium 233, avec une période de 27,4 jours.

Les qualités neutroniques de l'U 233 peuvent être représentées par l'intermédiaire du facteur η qui est le nombre des neutrons produits par un noyau lorsque celui-ci absorbe un neutron. Sur la figure 1 sont précisément représentées, en fonction de l'énergie du neutron, les valeurs de η pour l'U 233, l'U 235 et le Pu 239.

On remarque en particulier sur cette figure la stabilité pour l'U 233 du facteur η sur tout le spectre ($2,0 < \eta < 2,5$) contrairement au Pu 239 par exemple dont l'intérêt se situe surtout dans les spectres durs. Dans le domaine thermique, la valeur de η est stabilisée à 2,26 de 0 à 1 eV ce qui ouvre la porte, certes avec un potentiel modeste, à la surrégénération. Ce taux de surrégénération ne pourra pas être élevé du fait des fuites, des captures parasites : produits de fission, Pa 233, eau, etc..., mais même si la surrégénération n'est pas atteinte, l'utilisation du combustible peut cependant être améliorée.

Les réserves en thorium

Bien que le thorium ait été beaucoup moins prospecté que l'uranium, on estime que les réserves de thorium sont 3 à 4 fois celles d'uranium, à un coût d'extraction cependant non précisé. Les pays les mieux lotis seraient les U.S.A., le Canada, le Brésil, l'Inde et l'Egypte (tableau 1).

La principale source industrielle de thorium est le minerai de monazite, dense et dur, qui est un phosphate de thorium et de terres rares contenant généralement 3 à 9% de thorium. Les seuls autres minéraux d'intérêt industriel sont la thorite (un silicate de thorium), la thorianite (un oxyde de thorium).

.../...

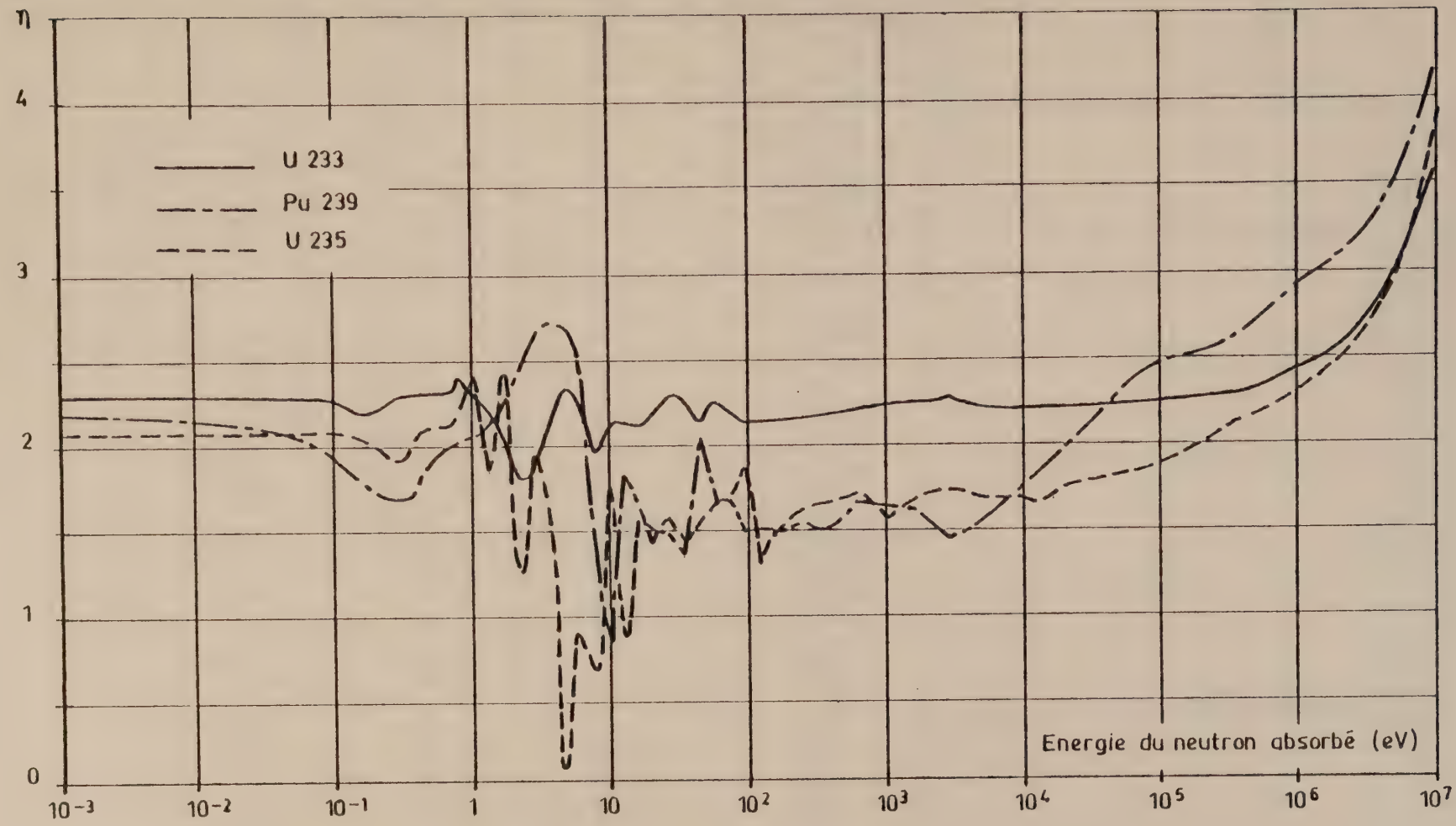


FIGURE 1 - Neutrons produits par neutron absorbé η pour l'U 233, l'U 235 et le Pu 239

	RESSOURCES RAISONNABLEMENT ASSUREES		RESSOURCES SUPPLEMENTAIRES ESTIMEES	
	EXPLOITABLES A DES COUTS INFERIEURS A $ 75 PAR KG DE Th	EXPLOITABLES A DES COUTS SUPERIEURS A $ 75 PAR KG DE Th	EXPLOITABLES A DES COUTS INFERIEURS A $ 75 PAR KG DE Th	EXPLOITABLES A DES COUTS SUPERIEURS A $ 75 PAR KG DE Th
Afrique du Sud	11	0	0	0
Australie	21	0	0	0
Brésil	68	0	1 200	0
Canada[4]	0	0	293	0
Danemark (Groënland)[1]	0	54	0	32
Egypte[3]	15	0	280	0
Etats-Unis	108	14	261	17
Finlande[2]	0	0	60	0
Inde	319	0	0	0
Iran[3]	0	0	30	0
Libéria[3]	1	0	0	0
Norvège	132	0	132	0
Thaïlande	-	0	n.d.	n.d.
Turquie[1]	0	330	0	440
Total	675	398	2 256	489

- moins de 500 tonnes de Th
1. Les coûts d'exploitation n'étant pas connus, les ressources sont arbitrairement incluses dans la tranche de coûts supérieure.
2. Estimation du Secrétariat de [1]
3. Source : Uranium Ressources, Production et Demande, décembre 1977.
4. Ces ressources sont associées à des Ressources Raisonnablement Assurées en uranium, mais en raison du faible degré de fiabilité des teneurs en thorium et de rapports Th/U très variables, ces ressources sont classées dans la catégorie des Ressources Supplémentaires Estimées.

TABLEAU 1 : Ressources en thorium (en milliers de tonnes de thorium) [1]

La technique de prospection du thorium est semblable à celle de l'uranium : elle utilise les propriétés radioactives de l'élément.

Le traitement du minerai utilise soit l'acide sulfurique chaud, soit l'hydroxyde de sodium concentré chaud.

Quand il n'est pas utilisé dans l'industrie nucléaire, le thorium sert surtout dans la fabrication de certains alliages pour l'aéronautique et dans celle des manchons de becs de gaz. Certains réfractaires spéciaux l'utilisent également.

L'utilisation du cycle au thorium a déjà été envisagée ou réalisée pour certaines filières :

- réacteurs à haute température (Fort-Saint-Vrain aux Etats-Unis, AVR et THTR en Allemagne, ce dernier étant en construction) ;
- réacteurs à sels fondus (MSRE - Molten Salt Reactor Experiment - aux Etats-Unis) ;
- réacteurs rapides, hybrides (URSS).

.../...

En ce qui concerne les réacteurs à eau deux voies distinctes peuvent être suivies pour l'utilisation du cycle thorium :

- l'une consiste à rechercher la surgénération (voir Annexe V) c'est le but du "Light Breeder Reactor Program" commencé en 1965 aux Etats-Unis après que l'A.E.C. eût approuvé les recommandations de H.G. RICKOVER ;

- l'autre, étudiée très récemment par l'E.P.R.I., consiste à utiliser le thorium dans un réacteur PWR tout à fait classique.

Si certaines caractéristiques sont communes à ces deux types de réacteurs (problèmes de fabrication de combustible à l'U 233, prolifération, etc...) il n'en est pas de même pour d'autres caractéristiques telles que le facteur de conversion, l'inventaire fissile, etc...

La voie suivie dans la thèse que nous présentons ici a consisté à étudier le cycle Th 232-U 233 dans des PWR non modifiés (réacteur de référence - Bugey 2). Ces réacteurs sont en effet largement implantés en France et il est raisonnable de penser que si le cycle Thorium se développait un jour, cela commencerait par se faire dans des réacteurs voisins des réacteurs actuels, qui seront très bien connus de par leur nombre et les nombreuses années de fonctionnement. Bien entendu ultérieurement un tel cycle ne serait vraiment très rentable que dans des réacteurs spécialisés.

Pour amorcer le cycle thorium il faut fabriquer de l'U 233. La voie suivie ici a consisté à amorcer le cycle à partir de réacteurs à eau ordinaire non modifiés recyclant le plutonium en présence de thorium. Nous avons délibérément écarté la voie Th-Uranium très enrichi qui nous semblait peu réaliste en France.

La thèse comporte trois grandes parties :

- étude d'un réacteur non modifié fonctionnant à l'oxyde mixte ThO_2-PuO_2 ;

- étude d'un réacteur non modifié fonctionnant sur le cycle Th 232-U 233 (suivie d'une extrapolation sur un fonctionnement éventuel en Spectrum Shift Control Reactor) ;

- étude au niveau des consommations en uranium du cycle U/Th/Pu/U 233 en comparaison au cycle once-through, à l'utilisation des réacteurs rapides, etc...

- CHAPITRE I -

LES PROBLEMES INDUSTRIELS LIES A LA FABRICATION ET AU RETRAITEMENT DES COMBUSTIBLES A L'U 233

I - FABRICATION DES COMBUSTIBLES A L'U 233

La fabrication ainsi que le transport et la manutention des combustibles à l'U 233 posent un certain nombre de problèmes à cause de la présence de l'U 232 qui lui est toujours associé. Cet isotope de l'uranium est produit (figure 1.1) à partir des réactions (n, 2n) sur le Th 232 et l'U 233.

L'U 232 mène à deux corps émetteurs de rayons particulièrement énergiques. Ces deux corps (figure 1.2) , sont le Bi 212 et le Tl 208 qui émettent des γ d'énergie comprise entre 0,7 MeV et 2,6 MeV.

L'évolution, en fonction du temps, de l'activité d'un combustible contenant de l'U 232 est donnée dans le tableau 1.1 . La proportion d'U 232 dans l'U 233 étant de l'ordre de 3000 ppm par recyclage, on voit immédiatement que, compte tenu des doses admissibles, il n'est pas possible de fabriquer le combustible dans un délai qui permettrait de "battre de vitesse" la création des noyaux émetteurs de γ .

La fabrication du combustible devra se faire dans une usine entièrement automatisée, les interventions ne pouvant se faire que derrière blindage. [En ce qui concerne la France, on peut dire que la philosophie suivie au C.E.A. qui, malgré un automatisme poussé, autorise cependant toujours une intervention manuelle en boîte à gants (réglages, incidents, ...), ne peut être reconduite pour la fabrication des combustibles à l'U 233].

La fabrication est le point dur du cycle thorium ; il n'est certainement pas insurmontable mais nécessitera des efforts importants.

II - RETRAITEMENT

L'expérience acquise sur le retraitement des combustibles au thorium est beaucoup moins importante que celle acquise sur les combustibles à l'uranium et le stade industriel n'a jamais été atteint (faute de combustibles à retraiter essentiellement à cause de l'abandon presque total de la filière H.T.R.).

En France 2800 kg de thorium métal irradié ont déjà été retraités par le Département de Génie Radioactif à Marcoule il y a une dizaine d'années. En outre, un programme d'irradiation d'oxyde de thorium sera prochainement lancé par le Département de Génie Radioactif pour produire de l'U 233.

Examinons un peu en détail les différentes phases du retraitement et les différences existant entre les retraitements de combustibles au thorium et de combustibles à l'uranium.

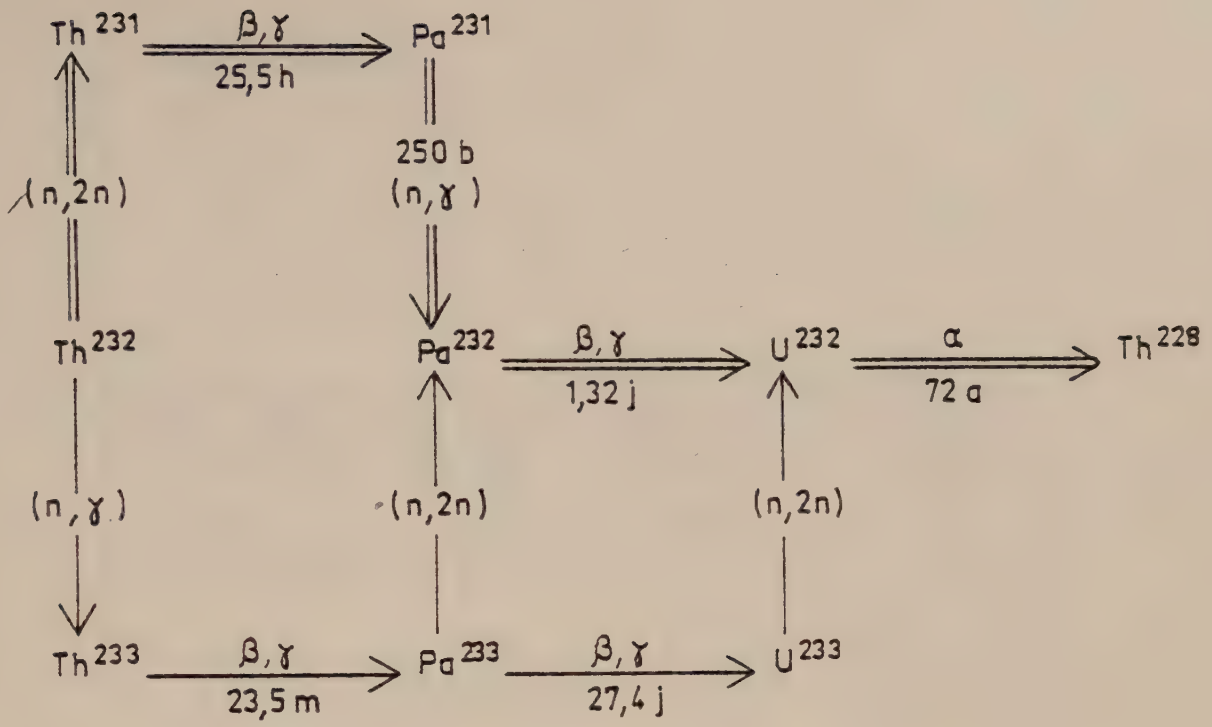


FIGURE 1.1 – Voies de formation de l'U 232

⟹ Voie principale
⟶ Voies secondaires

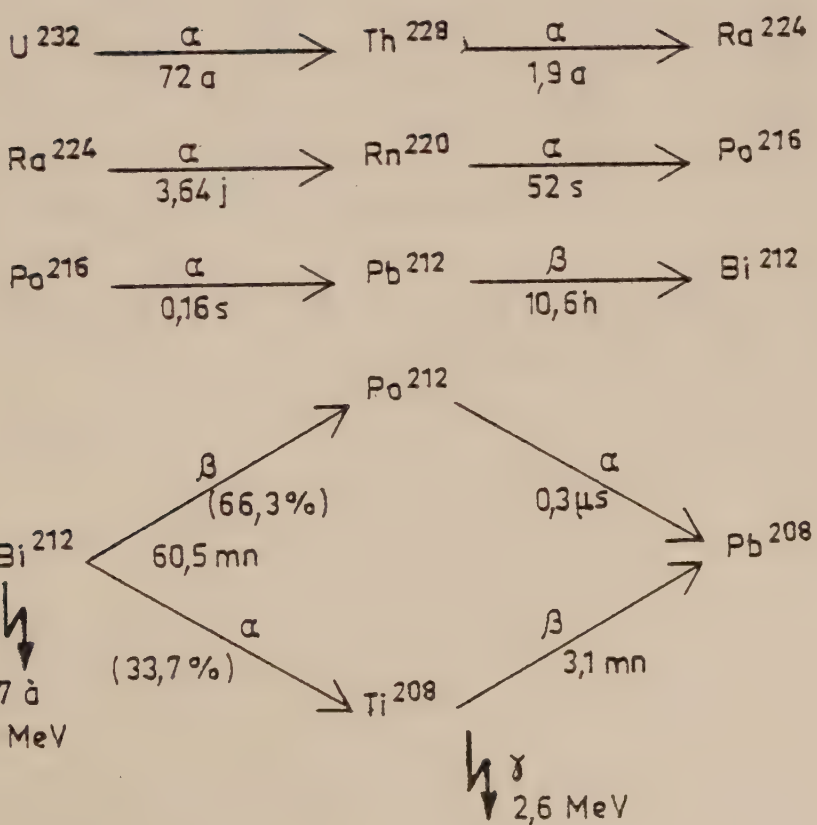


FIGURE 1.2 – Chaîne de décroissance de l'U 232

Temps après la séparation (jours)	Dose (mR/h) par ppm d'U 232	Temps après la séparation (jours)	Dose (mR/h) par ppm d'U 232
0	0	23,15	$2,28 \times 10^{-1}$
0,12	$3,2 \quad 10^{-7}$	34,72	$3,78 \times 10^{-1}$
0,35	$1,52 \quad 10^{-5}$	46,30	$5,26 \times 10^{-1}$
1,16	$5,7 \quad 10^{-4}$	57,87	$6,73 \times 10^{-1}$
2,31	$3,37 \quad 10^{-3}$	69,44	$8,18 \times 10^{-1}$
3,47	$8,55 \quad 10^{-3}$	81,02	$9,61 \times 10^{-1}$
4,63	$1,57 \quad 10^{-2}$	92,59	1,10
5,79	$2,45 \quad 10^{-2}$	104,17	1,24
6,94	$3,46 \quad 10^{-2}$	115,74	1,38
8,10	$4,6 \quad 10^{-2}$	231,48	2,68
9,26	$5,8 \quad 10^{-2}$	347,22	3,84
10,42	$7,0 \quad 10^{-2}$	462,96	4,85
11,57	$8,35 \quad 10^{-2}$	694,44	6,55

TABLEAU 1.1 : Débit de dose à 1 m créé par une sphère de 1 kg d'U 233 contenant de l'U 232

Démantèlement

Le combustible au thorium a une structure très voisine de celle des combustibles classiques à l'uranium. Le démantèlement n'a donc aucune raison d'être plus difficile que lorsque les crayons sont constitués d'UO_2.

Dissolution

C'est un point délicat du traitement des combustibles au thorium. La thorine est particulièrement réfractaire à l'attaque par l'acide nitrique. Ceci est valable même pour le thorium métal qui se recouvre d'une couche protectrice d'oxyde que seuls les ions fluorures F^- peuvent détruire.

Il faut donc une attaque nitrofluorhydrique particulièrement agressive pour les appareillages en aciers inoxydables. Des solutions existent néanmoins pour ce type de problème. On peut par exemple utiliser des appareillages en acier plaqué Tantale dont l'emploi s'est révélé satisfaisant pour les dissolutions de PuO_2.

Séparation des PF et purification de l'uranium

Il n'y a pas de difficulté majeure sur ce chapitre comme cela a été montré pendant la campagne de traitement du thorium à Marcoule. Les rendements de récupération de l'uranium ont été supérieurs à 99,9% et la décontamination en thorium au dessus de 10^7 (rapport de la concentration en thorium avant le retraitement à la concentration en thorium dans l'uranium sortant après le retraitement).

Le procédé utilisé était basé sur l'extraction sélective de l'uranium avec un solvant approprié (tributylphosphate), comme cela est montré sur la figure 2.1 , donnant le principe de fonctionnement d'une colonne d'extraction.

La figure 2.2 , donne un schéma complet de trois colonnes d'extraction. Dans la première on extrait les produits de fission, dans la deuxième le thorium et enfin dans la troisième l'U 233 de la phase organique. L'U 233 est concentré en passant par une colonne d'échange d'ions résineux.

Différences essentielles avec le cycle U-Pu

Dans le cycle U-Pu l'uranium est l'élément majeur du couple, alors qu'il est l'élément mineur pour le couple Th-U. De ce fait l'optimisation des débits relatifs des phases aqueuses et organiques ne peut être la même. La géométrie des appareils ne peut être identique.

Par leur présence, les ions fluorures, bien que complexés, influent sur les équilibres de distribution des métaux. Selon la composition du combustible retenu, il faudra déterminer les courbes théoriques d'équilibre entre phases.

.../...

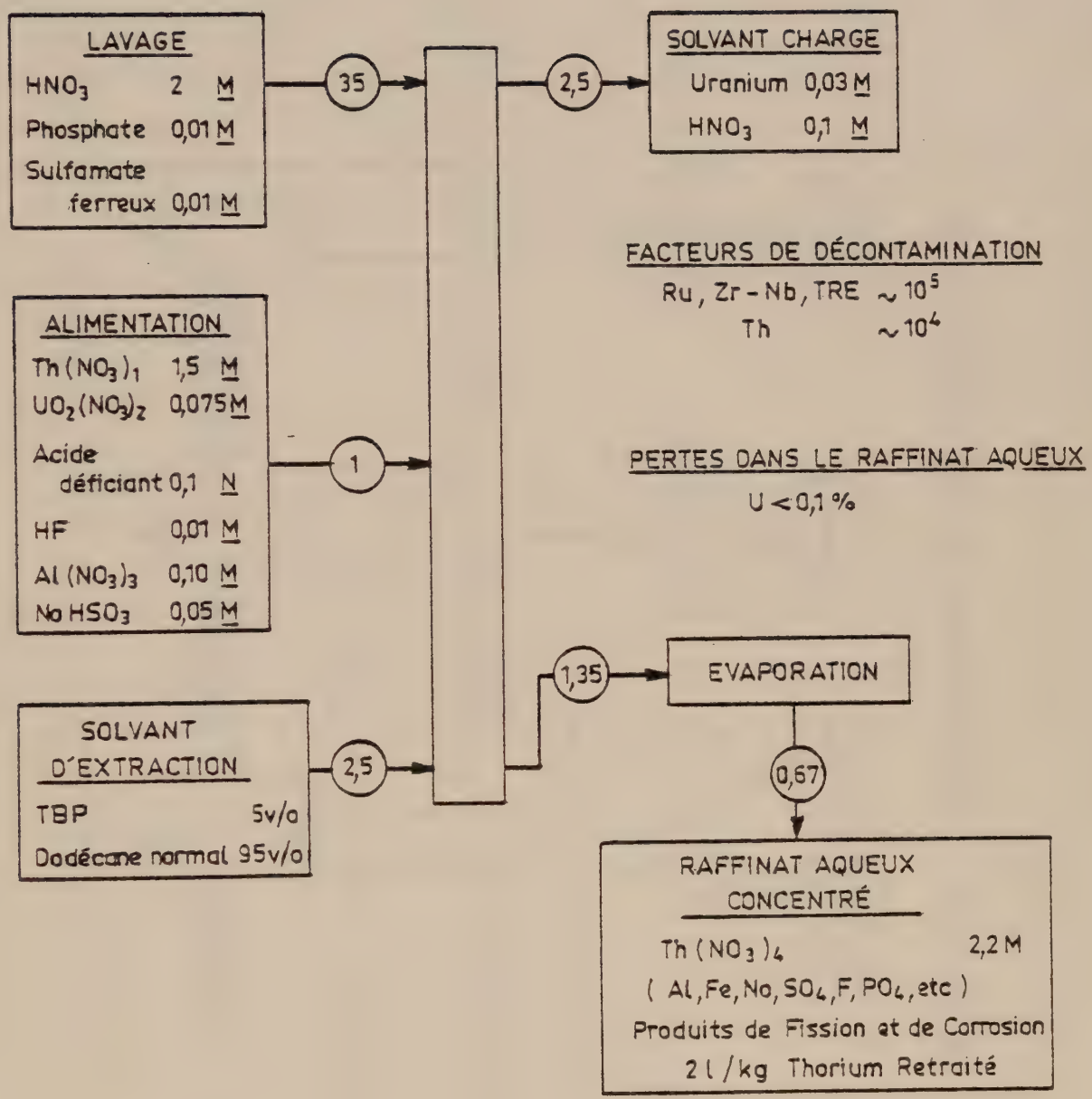


FIGURE 2.1 _Colonne d'extraction de retraitement par solvant

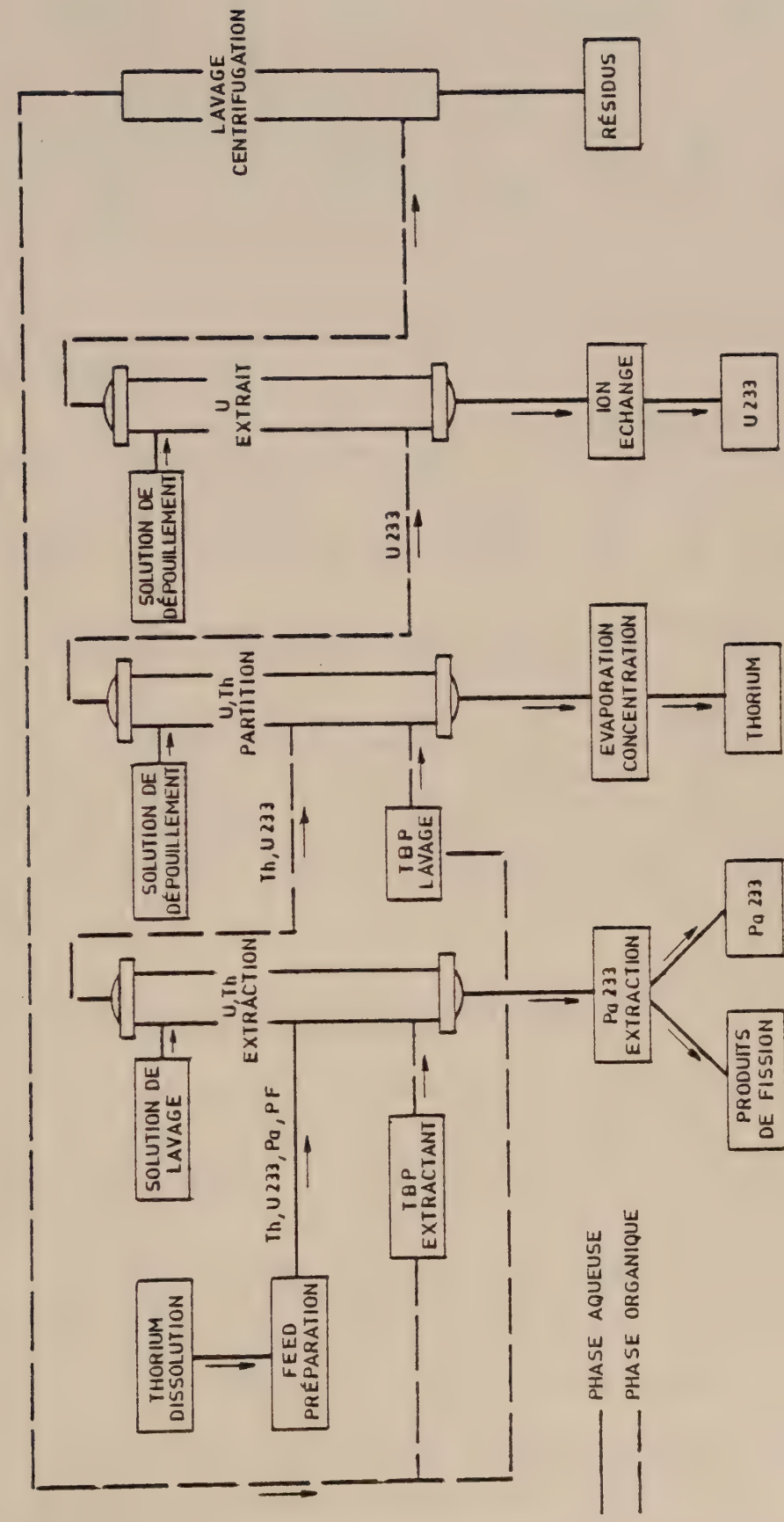


FIGURE 2.2 _ Schéma de principe de l'extraction de l'U 233

Dans le cas du cycle U-Pu, on récupère tout, c'est-à-dire l'uranium et le plutonium. On ne rejette que les produits de fission (33 kg par tonne d'oxyde UO_2 mise en oeuvre).

dans le cas du cycle Th-U, on peut soit extraire l'uranium seul, le thorium accompagnant les PF, soit faire une coextraction Th-U. Il faudra faire le choix du rejet avec les PF ou de la séparation du thorium qui devient lui-même très actif dans les semaines qui suivent sa purification (présence de ^{288}Th) , mais peut être réutilisable 20 ans plus tard, après purification.

Le volume des déchets à vitrifier sera augmenté à cause de la présence de l'aluminium qui sert à neutraliser le fluor dans la phase de dissolution.

L'uranium 233 pollué par l'isotope 232 devient lui-même très actif dans les semaines qui suivent sa purification. Il faudra faire le choix entre deux possibilités :

- soit le stockage d'un produit semi fini (nitrate d'uranyle) qu'on purifie une dernière fois juste avant la fabrication d'oxydes à remettre en pile ;

- soit la refabrication rapide des combustibles nouveaux qu'on stocke derrière blindage avant de les remettre en pile.

En France, du point de vue de la manipulation, il n'y a pas de différence fondamentale entre les combustibles au thorium et ceux au plutonium puisque la tendance au C.E.A. est de ne plus manipuler le plutonium en boîte à gants. Une différence importante que l'on a déjà trouvé à la fabrication existe cependant : l'intervention manuelle est possible lors d'un incident, dans le cas du combustible au plutonium. Elle est difficilement concevable dans le cas du combustible au thorium.

III - CONCLUSION SUR LES PROBLEMES INDUSTRIELS

L'expérience acquise depuis des années dans le traitement industriel des combustibles irradiés classiques, et les résultats obtenus avec des matériaux à base de thorium, permettent d'affirmer que le combustible eau légère à base de thorine ne devrait pas poser de problèmes de retraitement insurmontables.

Un procédé nouveau n'est pas à créer, mais il faut adapter les techniques existantes pour prendre en compte les différences fondamentales entre le couple U-Pu actuel et le couple Th-U.

Cette adaptation nécessitera des études dans les disciplines suivantes :

- chimie des équilibres entre solvants et phases aqueuses ;

- génie chimique des appareillages industriels ;

- études de corrosion en milieu nitrofluorhydrique ;

.../...

- technologie des opérations de transfert (broyage - filtration, pompage, etc...) ;
- contrôle en ligne du procédé ;
- criticité - sûreté ;
- organisation de l'usine de retraitement ;
- stockage de masses importantes de produits irradiants (composés de thorium).

L'expérience sur les méthodes de fabrication entièrement automatisées est, en France, extrêmement mince. De nombreux problèmes technologiques seraient à résoudre, notamment au niveau de la fiabilité des composants, si l'on voulait se lancer dans la construction d'une usine de fabrication de combustibles au thorium-uranium 233.

Pour le retraitement et plus encore pour la refabrication du combustible, un délai important, vraisemblablement de l'ordre d'une quinzaine d'années, serait donc nécessaire avant d'atteindre l'échelle industrielle.

- CHAPITRE II -

LE RECYCLAGE DU PLUTONIUM AVEC LE THORIUM DANS BUGEY 2

I - GENERALITES

AVANT PROPOS

On sait que le seul nucléide fissile que l'on trouve dans la nature est l'uranium 235. Quant à l'uranium 233, le moyen le plus simple de s'en procurer est d'utiliser la réaction :

$$^{232}_{90}Th + ^{1}_{0}n \rightarrow ^{233}_{90}Th \rightarrow ^{233}_{91}Pa + ^{0}_{-1}e \rightarrow ^{233}_{92}U + 2\ ^{0}_{-1}e$$

par conséquent d'irradier des quantités importantes de thorium.

Pour aborder le cycle thorium-uranium 233, il est indispensable de commencer par un autre couple thorium-matériau fissile dont l'appoint en élément fissile soit disponible. Deux possibilités existent :

1) le cycle uranium/thorium/uranium 233, où l'uranium est très enrichi en uranium 235 (93%). Des études antérieures ont montré que ce cycle conduirait à une économie d'U_3O_8 intégrée sur les 30 ans de la vie du réacteur de l'ordre de 15% par rapport au cycle U 235/U238/Pu. L'économie d'U_3O_8 par kWh serait de l'ordre de 20 à 25%. En revanche la quantité totale d'UTS serait supérieure de l'ordre de 25% avec un cycle en thorium, la consommation d'UTS par kWh étant à peu prés équivalente |1|.

Cette voie nous a semblé peu cohérente avec le développement actuel des réacteurs à eau pressurisée, fonctionnant à l'uranium faiblement enrichi. Nous ne l'avons donc pas étudiée.

2) le cycle plutonium/thorium/uranium 233.

Le plutonium a pour origine le cycle conventionnel U 235/U 238/Pu des PWR. Ceux-ci utilisent comme combustible l'uranium légèrement enrichi et produisent du plutonium selon le schéma :

$$^{238}_{92}U + ^{1}_{0}n \rightarrow ^{239}_{92}U \rightarrow ^{239}_{93}Np + ^{0}_{-1}e \rightarrow ^{239}_{94}Pu + 2\ ^{0}_{-1}e$$

et par captures, production du Pu 240, Pu 241, Pu 242.

L'emploi du plutonium, relativement chargé en isotopes pairs, est particulièrement indiqué dans les réacteurs à neutrons rapides. La destination prioritaire du plutonium fourni par les réacteurs à neutrons thermiques est donc claire : servir de combustible dans les surgénérateurs. Néanmoins, compte tenu de la production de plutonium dans les réacteurs PWR dans les années à venir et du développement relativement lent de la filière des réacteurs à neutrons rapides, n'est-il pas possible de recycler une partie du plutonium dans les réacteurs où il a été produit et en particulier de l'utiliser en combinaison avec le thorium ?

.../...

Comme nous l'avons vu le recyclage du plutonium avec le thorium nous permettrait de produire de l'U 233 en quantité assez importante et d'obtenir des stocks de ce matériau fissile suffisant pour démarrer le cycle thorium-uranium 233.

I-1 - Production de plutonium en France

La production annuelle de plutonium dans les réacteurs PWR est d'environ 250 kg/GWe/an. Compte tenu du programme électronucléaire français, on estime que la production cumulée de plutonium sera d'environ 20 tonnes en 1985 et de prés de 200 tonnes en l'an 2000. Il se posera alors la question du stockage de ce plutonium avec tous les inconvénients qu'il entraîne : sécurité, coût des piscines, décroissance du Pu 241 ... Par conséquent le recyclage du plutonium peut-être considéré comme une solution élégante de stockage, avant une éventuelle utilisation de celui-ci dans les réacteurs à neutrons rapides. La dégradation de la qualité du plutonium affecte peu ses propriétés dans les surgénérateurs. (On verra plus loin que le facteur d'équivalence moyen passe de 0,82 à 0,70).

I-2 - Le programme nucléaire en France

Le parc nucléaire installé en France représentera 40 GWe en 1986 et vraisemblablement de l'ordre de 100 GWe en l'an 2000. On peut ensuite prévoir une progression de l'ordre de 3 GWe/an. L'utilisation d'un cycle once-through dans un parc exclusivement composé de PWR conduirait à une consommation annuelle d'uranium naturel de l'ordre de 7000 tonnes en 1985, 17000 tonnes en l'an 2000 et 24000 tonnes en 2020.

Une pénétration maximum des réacteurs à neutrons rapides, raménerait cette consommation à une valeur à peu prés constante de 12000 tonnes par an à partir de l'an 2000 avec des coeurs à G.R. de 0,18 et à une indépendance en l'an 2030 avec des coeurs hétérogènes de G.R. égal à 0,35 [2].

On sait qu'entre ces cas extrêmes bien d'autres voies existent qui permettent de réduire la consommation annuelle d'uranium naturel (les réserves sur le territoire national sont comprises entre 100000 et 150000 tonnes). Certaines de ces voies ont déjà été étudiées :

- recyclage de l'uranium
- recyclage du plutonium avant son utilisation dans les réacteurs à neutrons rapides.

Ces recyclages permettent des économies substantielles en minerai :

- 17% pour le recyclage de l'uranium
- 30% pour le recyclage du plutonium.

.../...

La faisabilité de ce dernier type de recyclage a d'ailleurs été démontrée dans un vaste programme communautaire que nous allons maintenant rappeler.

I-3 - Programme communautaire du recyclage du plutonium

Lorsqu'il n'y a pas recyclage, les assemblages chargés lors des opérations de renouvellement du combustible sont constitués de crayons dont l'enrichissement en U 235 est légèrement supérieur à 3%.

Le recyclage du plutonium consistera à remplacer une partie plus ou moins importante de ces assemblages par des assemblages contenant en moyenne 4% de plutonium, ce taux étant calculé de façon que la longueur des cycles ne soient pas modifiée.

Les différents problèmes posés par ce recyclage du plutonium ont conduit la France en coopération avec la Communauté Européenne à lancer un programme de recherche-développement sur ce domaine.

Ce programme a été décidé à la fin de 1974 par le Conseil des Ministres de la Communauté. Il a commencé dès le début de 1975 et s'est terminé en 1980.

Ce programme [3] comprenait deux grandes parties :

- aspects généraux liés à l'utilisation du plutonium ;
- amélioration des connaissances scientifiques et techniques relatives au recyclage du plutonium.

L'objectif de la première partie était :

- d'évaluer les besoins en plutonium pour alimenter les surgénérateurs et d'estimer la protection de ce plutonium ;
- de décrire une installation de référence pour la fabrication du combustible et d'en analyser le fonctionnement en régime nominal ou accidentel ;
- d'évaluer l'impact sur l'environnement du retraitement et du transport en conditions normales ou accidentelles ;
- d'évaluer les besoins en R. et D. nécessaires pour faire décroître l'impact de cette industrie sur l'environnement.

L'objectif de la seconde partie était relatif à :

- l'amélioration des connaissances des isotopes supérieurs du plutonium et des actinides ;
- la comparaison des codes de calcul neutronique ;
- le contrôle de la sécurité des centrales de puissance à eau légère brûlant le plutonium ;
- les examens post-irradiatoires et les analyses isotopiques du combustible.

.../...

Le programme commun CEA-EDF à l'intérieur de ce programme communautaire comportait deux volets :

- un volet théorique dans lequel est étudié en régime normal et en régime accidentel le comportement d'un réacteur de type Bugey 2, contenant des assemblages au plutonium. Des quantités variables d'assemblages constitués de crayons enrichis à 4% en plutonium sont envisagées à chaque rechargement et tous les cycles de mise à l'équilibre et de retour à l'équilibre vers un cycle à l'uranium y sont examinés ;

- un volet expérimental dans lequel on qualifie les moyens de calcul, à partir d'expériences réalisées à froid dans le réacteur MINERVE et à chaud et en pression dans le réacteur EOLE, au CEN/Cadarache.

La principale conclusion tirée du programme communautaire est que le recyclage du plutonium ne pose aucun problème ni en régime normal ni en régime accidentel, au moins dans le cas où 30% des assemblages sont au plutonium. Il est vraisemblable que des taux supérieurs (50%) pourraient être envisagés sans difficultés, mais les études d'accident n'ont pas été faites dans ces configurations.

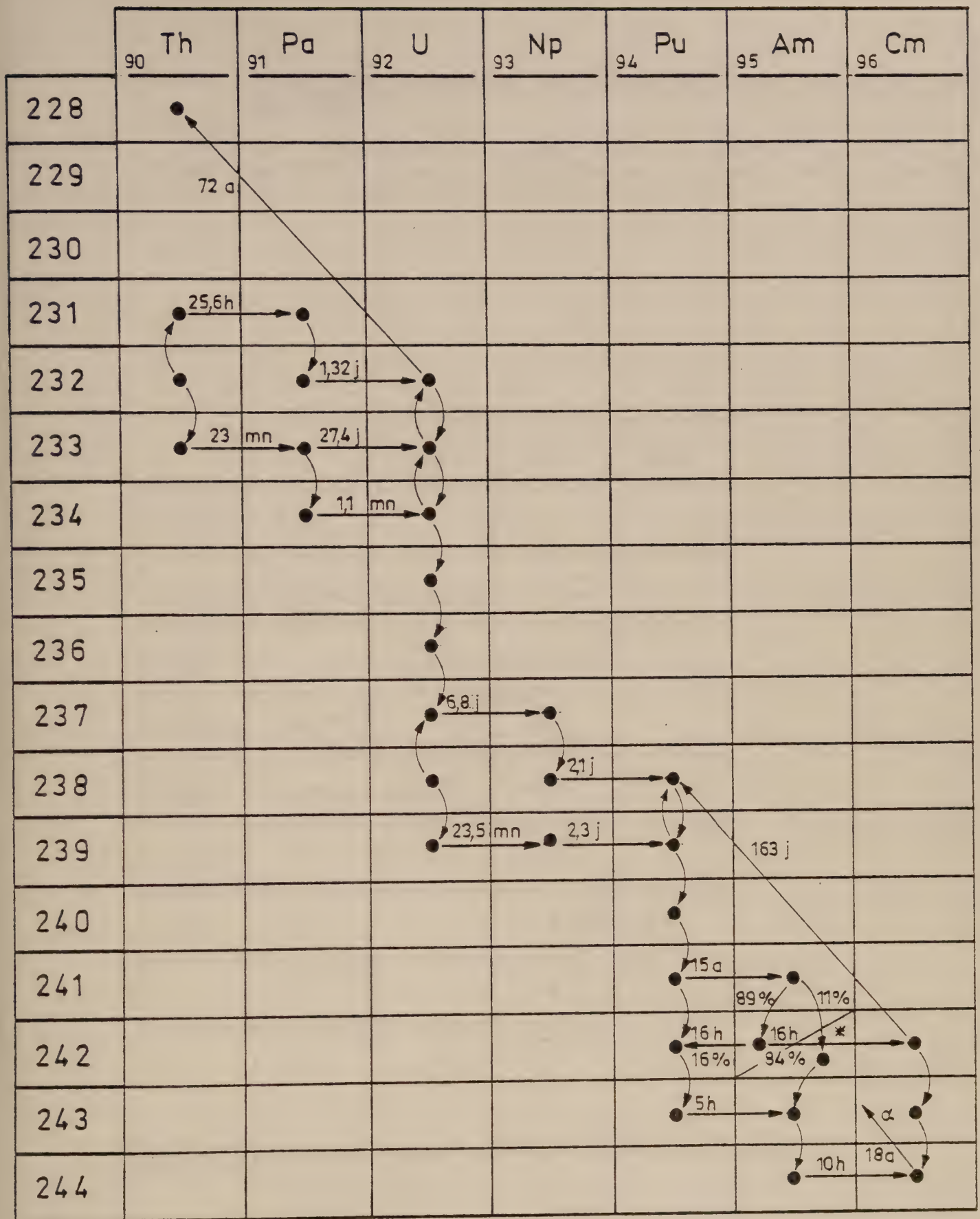
La faisabilité du recyclage du plutonium avec de l'uranium naturel (éventuellement avec de l'uranium irradié), nous permet d'envisager son recyclage avec du thorium et de déterminer quelles seraient les conséquences d'un cycle Pu/Th/U 233, sur les besoins annuels en uranium naturel et sur la consommation d'UTS.

I-4 - Composition isotopique du plutonium

I-4-1 - Chaîne d'évolution thorium-uranium-plutonium

Le recyclage du plutonium avec le thorium induit l'utilisation des deux chaînes d'évolution : chaîne thorium-uranium et chaîne uranium-plutonium. La figure suivante présente cette chaîne thorium-uranium-plutonium (figure I-4-1).

.../...



* Am 242 métastable

FIGURE I/4.1. - Chaîne d'évolution Thorium - Uranium - Plutonium

I-4-2 - Composition isotopique du plutonium issu du cycle UO_2 d'un PWR.

Pour les études sur les cycles à combustible uranium, on a utilisé une chaîne uranium simplifiée à dix corps lourds, quatre sont fissiles. Elle est représentée ci-dessous (figure I-4-2).

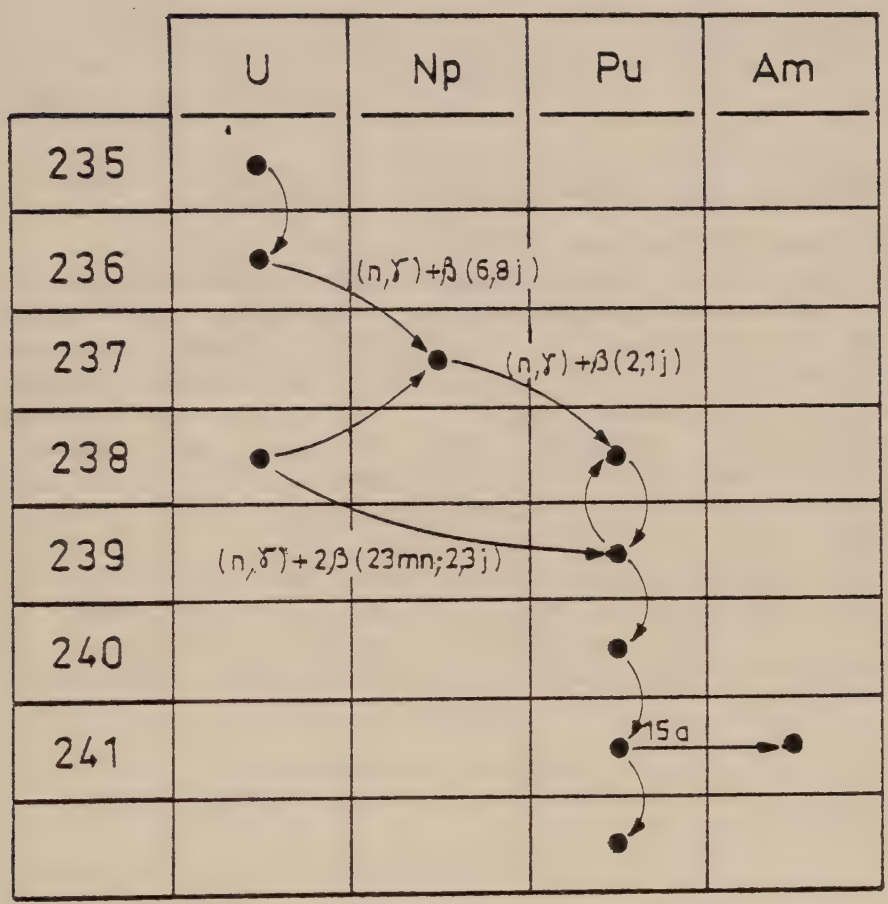


FIGURE I/4.2._ Chaîne uranium simplifiée à dix corps lourds

.../...

Cette chaîne d'évolution a été utilisée dans les calculs d'évolution du combustible oxyde. La composition isotopique du plutonium de ce combustible, à la fin d'un cycle est alors la suivante :

Pu 238 : 0,98%

Pu 239 : 57,78%

Pu 240 : 22,07%

Pu 241 : 13,78%

Pu 242 : 5,39%

Pu fissile : 71,56%

La proportion de Pu 238 est inférieur à 1%. En effet, dans la chaîne de calculs simplifiée à dix corps lourds, la formation du Pu 238 est prise en compte par deux voies seulement : capture (n,γ) du Np 237 qui donne le Np 238 puis décroissance β et capture (n, 2n) du Pu 239. La désintégration α du Cm 42 qui conduit au Pu 238 n'est pas prise en compte*.

I-4-3 - Chaîne de calculs d'évolution utilisée dans le thorium Pu

En raison de la complexité des équations, il n'était pas raisonnablement envisageable de faire un calcul rigoureux en utilisant la chaîne thorium-uranium-plutonium compléte, présentée précédement. Néanmoins s'il y a beaucoup de plutonium au départ, les noyaux lourds formés à partir de ce corps seront abondants (isotopes supérieurs du plutonium, transplutoniens). Il faudra donc prendre en compte des chaînes assez longues. Les chaînes à décrire sont, d'autre part, plus compliquées que celles utilisées pour les cycles UO_2 ou UO_2-PuO_2 , puisque nous avons les deux chaînes classiques Th-U et U-Pu. Une limite d'exploitation du code de calcul APOLLO [4] en évolution est l'utilisation d'une chaîne d'évolution à 20 corps lourds dont six, au maximum, sont fissiles. Nous présentons sur la figure I-4-3, la chaîne de calculs que l'on utilisera pour décrire un combustible thorium-Pu : elle comprend 20 isotopes, six sont fissiles.

.../...

*En utilisant une chaîne de calculs plus compléte à 17 corps lourds la proportion du Pu 238 est alors de 1,8%.

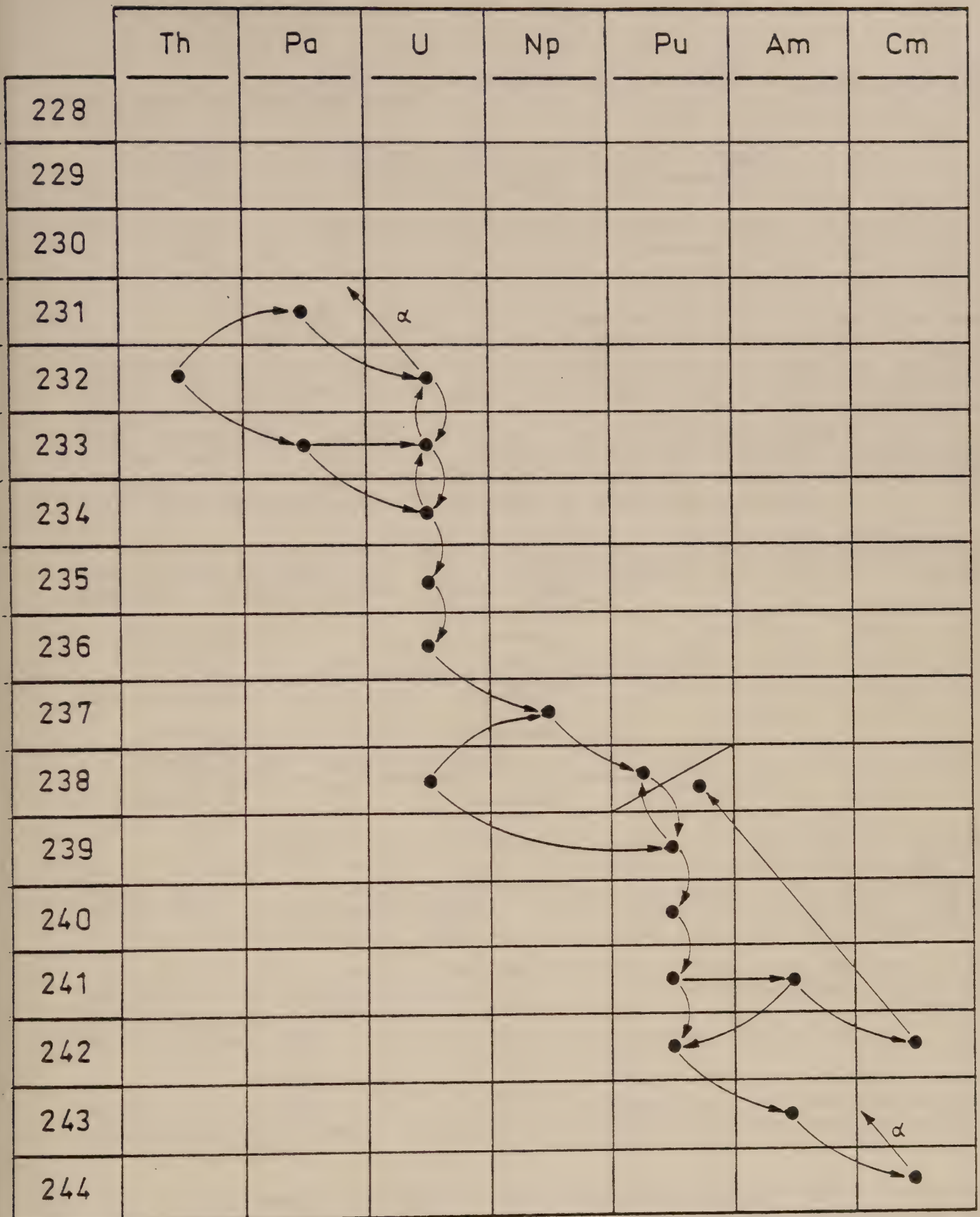


FIGURE I/4.3._Chaîne Thorium_Uranium_Plutonium à 20 corps lourds

L' U 233 et le Pu 239 ont, rappelons-le, des processus de production très similaires :

$$^{238}_{92}U + ^{1}_{0}n \rightarrow ^{239}_{92}U \xrightarrow{23,5\ mn} ^{239}_{93}Np + ^{0}_{-1}e \xrightarrow{2,3\ j} ^{239}_{94}Pu + 2\ ^{0}_{-1}e$$

$$^{232}_{90}Th + ^{1}_{0}n \rightarrow ^{233}_{90}Th \xrightarrow{23\ mn} ^{233}_{91}Pa + ^{0}_{-1}e \xrightarrow{27,4\ j} ^{233}_{92}U + 2\ ^{0}_{-1}e$$

La période de l'U 239 est de 23,5 mn et celle de son homologue le Th 233 est de 23 mn, donc très voisine . En revanche la période du Np 239 est de 2,3 jours et celle du Pa 233 de 27,4 jours : 10 fois plus environ. Cette différence notoire aura son importance sur l'évolution de l'U 233 et donc sur le facteur de multiplication d'un combustible thorium en début de vie. C'est pourquoi on tient compte, dans la chaîne de calcul, du Pa 233 dans le processus de production de l'U 233, contrairement à ce que l'on fait dans le cycle U-Pu où on élimine le Np 239 (période de décroissance courte).

On trouve aussi dans cette chaîne deux comportements très similaires entre les quatre isotopes fissiles par neutrons de toutes énergies (U 233, U 235, Pu 239 et Pu 241) :

$$\boxed{^{233}_{92}U} \xrightarrow{+\ ^{1}_{0}n} ^{234}_{92}U \xrightarrow{+\ ^{1}_{0}n} \boxed{^{235}_{92}U} \xrightarrow{+\ ^{1}_{0}n} ^{236}_{92}U$$

$$\boxed{^{239}_{94}Pu} \xrightarrow{+\ ^{1}_{0}n} ^{240}_{94}Pu \xrightarrow{+\ ^{1}_{0}n} \boxed{^{241}_{94}Pu} \xrightarrow{+\ ^{1}_{0}n} ^{242}_{94}Pu$$

Entre les deux isotopes fissiles de l'uranium et les deux isotopes fissiles du plutonium se trouve dans chaque cas un noyau fertile : l'U 234 et le Pu 240. Une partie de la matière nucléaire fissile est provisoirement "gelée" sous forme de noyaux non fissiles par neutrons thermiques. Néanmoins il existe d'importantes différences :

. l'U 234 a deux voies de formation, l'une par capture (n, γ) de l'U 233 et l'autre par capture (n, γ) du Pa 233 donnant le Pa 234 qui conduit par décroissance β à l'U 234. D'autre part, une partie de l'U 234 est détruite par réaction (n, 2n) donnant de l'U 233 ;

. le Pu 240 a une seule voie de formation : la première, c'est-à-dire par capture (n, γ) du Pu 239. La seconde n'est pas représentée, n'ayant pas tenu compte du Np 239. De plus, il n'existe pas de réaction (n, 2n) du Pu 240 ;

. la production du Pu 240 sera importante au cours de l'irradiation vue la section de capture du Pu 239, mais il sera détruit avec un taux également important. La capture d'un neutron donnera naissance au Pu 241 isotope aux excellentes propriétés neutroniques. A titre indicatif le facteur $\overline{\nu\sigma_f} / \overline{\sigma_a}$ moyenné sur tout le domaine d'énergie (spectre de neutrons régnant dans un milieu ThO_2-PuO_2) est égal respectivement à 1,81 ; 1,85 et 2,19 pour l'U 235, le Pu 239 et le Pu 241 ;

.../...

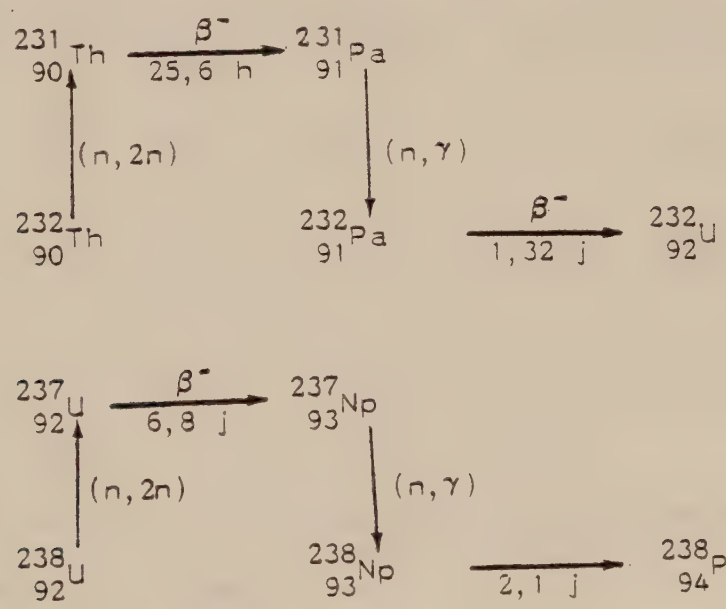
. les sections microscopiques moyennes de capture de l'U 234 et du Pu 240 valent respectivement 16 barn et 35 barn environ. Les quantités de Pu 240 présentes dans les combustibles ThO_2-PuO_2, sont largement supérieures à celles d'U 234.

Le rôle que jouera le Pu 240 et son influence sur les propriétés neutroniques d'un combustible ThO_2-PuO_2 sera prépondérant devant celui de l'U 234. Le Pu 240 aura aussi son influence sur les problèmes de sûreté (effet Doppler). Le rôle joué par l'U 234 n'est pas pour autant négligeable, surtout bien sûr dans le cas d'un combustible thorium-U 233.

En fin de chaque chaîne décrite, on trouve un élément stérile : l'U 236 ou le Pu 242. Ce dernier est produit avec une section efficace microscopique sensiblement plus grande. Les sections efficaces de capture moyennes sur tout le domaine d'énergie (spectre de neutrons régnant dans un milieu ThO_2) valent respectivement 8 barn et 19 barn pour l'U 236 et le Pu 242. La pénalité apportée par le Pu 242 est largement plus importante que celle amenée par l'U 236.

La décroissance radioactive du Pu 241 est assez rapide et n'est pas négligeable (demi-vie de 15 ans) alors que celle de l'U 235 est inexistante devant la durée de séjour en pile.

Enfin, on peut remarquer un autre comportement analogue entre les deux chaînes :



Dans chaque cas les isotopes U 232 et Pu 238 ont des voies de formation similaires : d'une part par réaction (n ,2n) sur les éléments fertiles, Th 232 et U 238, et d'autre part par réaction (n, 2n) sur les éléments fissiles U 233 et Pu 239. Le Pu 238 a une autre voie de formation : décroissance α du Cm 242. En revanche l'U 232 est lui-même radioactif et décroît par émission α avec une période relativement courte (72 ans) et conduit au Th 228 qui est, comme nous l'avons déjà vu, tête de file d'une chaîne radioactive.

.../...

Ces deux chaînes d'évolution ont par conséquent des parallèles assez remarquables, toutefois les propriétés nucléaires de chacun des isotopes qui se correspondent ne sont pas identiques. Elles font apparaître des différences significatives que l'on examinera lorsque nous étudirons les propriétés fondamentales, en particulier les sections efficaces, de ces différents isotopes.

I-5 - Les outils de calculs utilisés

I-5-1 - Codes de calculs

Classiquement le calcul d'un réacteur se fait en deux étapes :

1) Calcul de cellules ; la cellule représentant un motif élémentaire du coeur, en général un assemblage, ce calcul correspond à la résolution de l'équation intégrale du transport en option MULTICELLULES du code APOLLO |4|. Cette étape faite à partir d'un calcul à 99 groupes permet d'obtenir les sections macroscopiques à un nombre réduit de groupes d'énergie nécessaires à la réalisation de la deuxième étape ;

2) calcul de coeur par la théorie de la diffusion multigroupe. Ce calcul est fait ici par des codes de diffusion à deux dimensions XY et à deux groupes d'énergies.

Le choix des codes concernant les calculs en théorie de la diffusion s'est porté, pour des raisons économiques, sur les outils développés au Service d'Etudes et Projets Thermiques et Nucléaires d'E.D.F. bien que ceux-ci ne soient pas directement adaptés à notre étude.

Dans ces conditions il n'y aura pas deux mais trois étapes :

- calcul de cellules élémentaires représentant différents types de crayons combustibles et leur modérateur associé, ce calcul est fait en théorie du transport et en évolution (code APOLLO) ;

- calcul de l'assemblage combustible prenant en compte les crayons absorbants et les matériaux de structure de l'assemblage, en théorie de la diffusion. Ce calcul est exécuté par le code à deux dimensions et à deux groupes d'énergie JONAS |5| ;

- calcul d'une partie du coeur ou du coeur entier, constitué d'un ou de plusieurs types d'assemblages combustibles et du réflecteur, toujours en théorie de la diffusion multigroupe. Ce calcul est fait par l'un des deux codes à deux dimensions XY et à deux groupes d'énergie, JANUS |5| ou OEDIPE |6|.

Le code JANUS effectue un seul calcul de cycle dont on impose la longueur de campagne. OEDIPE calcule automatiquement la longueur de campagne pour un arrêt à une concentration en bore donnée (40 ppm par exemple). Ce code permet également l'enchaînement de plusieurs campagnes.

.../...

Les calculs de cellules par la théorie du transport et les calculs de coeur par la théorie de la diffusion multigroupe tiennent compte de l'évolution du combustible. En pratique le calcul d'évolution est réalisé par intégration des équations différentielles régissant les concentrations des noyaux. Le calcul est mené sur le temps.

- Calcul du flux $\emptyset$ ($\vec{r}$, E) à chaque pas d'irradiation.

- Calcul des variations de composition entre deux pas d'irradiation.

Dans les calculs de coeur par les codes JANUS ou OEDIPE, l'évolution du coeur est faite à la puissance nominale, le xénon étant nul à 0 MWj/t et supposé à l'équilibre à partir de 150 MWj/t. Les fuites axiales sont simulées par un laplacien axial qui varie avec le taux d'épuisement, les excès en réactivité au cours d'un cycle de fonctionnement, sont compensés par du bore soluble (sous forme d'acide borique) dans l'eau. Les codes fournissent à chaque pas de calcul, la concentration en bore critique. Ils donnent aussi la distribution de puissance radiale, ainsi que les taux d'épuisement de chaque assemblage.

L'utilisation de ces calculs enchaînés, deviendrait vite rapidement inextricable sans une procédure informatique permettant une certaine souplesse d'emploi. C'est la raison pour laquelle les deux premières étapes, calculs de cellules puis calculs d'assemblages, sont enchaînées automatiquement par la procédure SEBIBLIO.

Cette procédure réalise automatiquement toutes les opérations nécessaires à l'établissement d'une bibliothèque de données neutroniques nécessaires aux codes de pile. Elle réalise l'enchaînement automatique des codes APOLLO et JONAS en effectuant le travail fastidieux d'interface entre ces deux modules (code HERMES). Elle crée, en sortie, toutes les données nécessaires aux codes JANUS et OEDIPE, sous une forme pratique (sur un fichier informatique par exemple) SEBIBLIO comprend donc les codes :

SUMAPO	:	création des données pour APOLLO dans les cas standards.
APOLLO	:	calcul de l'équation du transport en évolution par l'option MULTICELLULE.
HERMES	:	création des données pour JONAS.
JONAS	:	calcul en théorie de la diffusion d'un assemblage ; traitement de l'évolution.
BIBLIO	:	création d'une bibliothèque de données neutroniques nécessaire pour les calculs de coeur.

Cette bibliothèque de données neutroniques comporte pour chaque pas d'irradiation 50 valeurs : coefficients des équations de diffusion D_1 , Σ_{a1}, $\Sigma \vec{r}^2$, $\nu_1 \Sigma_{f1}$, D_2, Σ_{a2}, $\nu_2 \Sigma_{f2}$, Σ_{f2} ..., sections d'absorptions du bore, du xénon, de l'eau ..., ainsi que les puissances linéiques relatives des divers crayons composant l'assemblage.

.../...

Le code JANUS utilise les bibliothèques caractérisant les différents assemblages présents dans le coeur et effectue un calcul de diffusion à deux groupes d'énergies d'une partie du coeur ou du coeur tout entier. Ce code fournit à chaque pas d'irradiation une carte des puissances relatives assemblage par assemblage. Après cette deuxième étape on peut enchaîner un autre code, FAXYMILLIER [30], qui effectue les factorisations des puissances linéiques relatives crayon par crayon par les puissances relatives assemblage par assemblage. On obtient ainsi les puissances linéiques relatives pour chaque crayon du coeur étudié. L'emplacement du crayon le plus chaud, est repéré à chaque pas d'irradiation.

Les codes JONAS et JANUS utilisent, rappelons-le la méthode numérique des différences finies.

Cette deuxième étape de calculs effectuée par les codes JANUS-FAXYMILLIER, peut l'être aussi par le code OEDIPE. Ce code utilise comme module de diffusion 2D, BILAN (code aux éléments finis). Il permet en particulier l'enchaînement automatique de plusieurs cycles, soit en imposant un plan de rechargement-repositionnement, soit au contraire en demandant à la fin de chaque cycle un calcul de rechargement-repositionnement ; le critère étant soit la recherche d'une longueur de campagne maximum, soit l'optimisation des distributions de puissances dans le coeur. Par application de la théorie de la factorisation aux puissances locales macroscopiques et microscopiques, OEDIPE détermine la distribution de puissance crayon par crayon, donc le facteur de crayon chaud.

Pendant l'utilisation de tous ces codes de calculs, des comparaisons ont été effectuées entre les systèmes JANUS-FAXYMILLIER et OEDIPE. Dans chacun des cas, les résultats obtenus sont très semblables, en particulier sur le crayon le plus chaud du coeur. On a de même effectué un test de comparaison entre les codes JANUS-FAXYMILLIER et le code de diffusion 2D aux différences finies DIANE. Ce test s'est montré satisfaisant puisque la position du crayon le plus chaud et la valeur de la puissance linéique de ce crayon sont, dans chacun des cas identiques.

I-5-2 - Sections efficaces et caractéristiques neutroniques

Les codes de calculs précédément décrits, permettent de résoudre les systèmes d'équations complexes de la physique des réacteurs et d'obtenir une bonne précision dans les résultats de calculs. Ces outils appellent un certain nombre de données : sections efficaces microscopiques, description géométrique du réacteur, composition de divers constituants, ...

Alors que la connaissance des données géométriques, concentrations, etc..., ne pose aucun problème de principe, la connaissance des sections efficaces de base est beaucoup plus délicate. On sait qu'elles proviennent de mesures différentielles, intégrales, d'évaluations avec des modèles physiques. Le problème est donc beaucoup plus complexe et nous proposons dans ce qui suit de faire le point sur les sections efficaces des principaux isotopes que nous avons utilisés : thorium 232, isotopes du plutonium, U 233 ... en faisant un parallèle avec les sections efficaces de l'U 238 et l'U 235. Nous examinerons alors les conséquences neutroniques apportées par les différences entre une cellule uranium et une cellule thorium.

.../...

ELEMENTS FERTILES U 238 et Th 232

DOMAINE DES NEUTRONS EPITHERMIQUES

On peut noter tout d'abord que l'U 238 a une section efficace de fission dans le domaine rapide de 3 à 5 fois supérieur à celle du Th 232. Les seuils de fission sont respectivement de 0,92 MeV et 1,05 MeV (figure I/5-2-1).

Dans un réacteur PWR classique, l'énergie produite par les fissions de l'U 238 représente 7 à 8% de l'énergie totale. L'énergie produite par les fissions du Th 232 ne représenterait plus que 1,5 à 2% de l'énergie totale.

En ce qui concerne les intégrales de résonance d'absorption (jusqu'à 0,625 eV), rappelons qu'elles sont égales à 85 b pour le Th 232 et 275 b pour l'U 238. L'autoprotection réduit bien entendu ces valeurs. On donne dans le tableau I/5-2-1 [7] les intégrales de résonance des principaux noyaux lourds.

ISOTOPES	Th232	Pa233	U233	U234	U235	U236	U238	Np239	Pu239	Pu240	Pu241	Pu242
Absorption	85	860	904	630	419	365	275	-	501	8013	732	113
Capture	85	860	140	630	144	365	275	-	200	8013	162	113
Fission	-	-	764	-	275	-	-	-	301	-	570	-

TABLEAU I/5.2.1 : Intégrales de résonance (en barns)

.../...

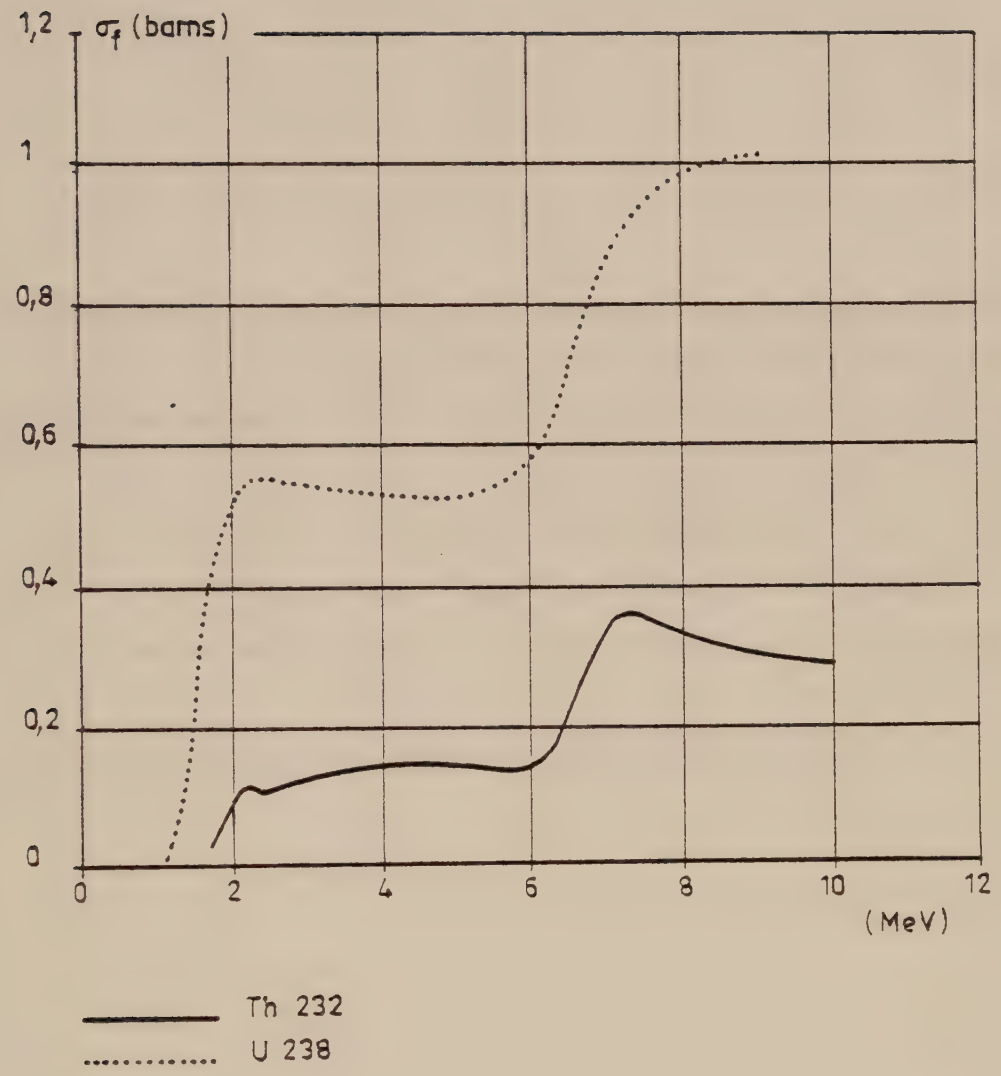


FIGURE I / 5.2.1. _ Sections efficaces de fission de U 238 et Th 232

DOMAINE THERMIQUE

La section efficace de capture thermique du thorium est d'environ 3 fois supérieure à celle de l'U 238, respectivement 7,40 b et 2,70 b à 0,025 eV (Tableau I/5-2-1 bis).

ISOTOPES	Th232	Pa233	U233	U234	U235	U236	U238	Np239	Pu239	Pu240	Pu241	Pu 242
σ_a	7,40	41	579	100	681	5,2	2,70	80	1011	290	1377	18,5
σ_c	7,40	41	48	100	99	5,2	2,70	80	269	290	368	18,5
σ_f	-	-	531	-	582	-	-	-	742	-	1009	-

TABLEAU I/5.2.1bis : Sections efficaces à 0,025 eV (en barns)

Les courbes de sections efficaces de capture de l'U 238 et du Th 232 sont présentées dans la figure I/5.2.2 . Nous pouvons remarquer que la première résonance de capture du Th 232 est à une énergie plus élevée que celle de l'U 238 (20 eV environ).

Les propriétés nucléaires des isotopes fertiles Th 232 et U 238 affectent à la fois le facteur de conversion et les charges critiques en matières fissiles. La capture neutronique dans le domaine thermique du Th 232 étant notablement supérieure à celle de l'uranium 238, elle conduira à faire augmenter l'inventaire fissile, ceci étant partiellement contrebalancé par une capture hors du domaine thermique plus faible.

.../...

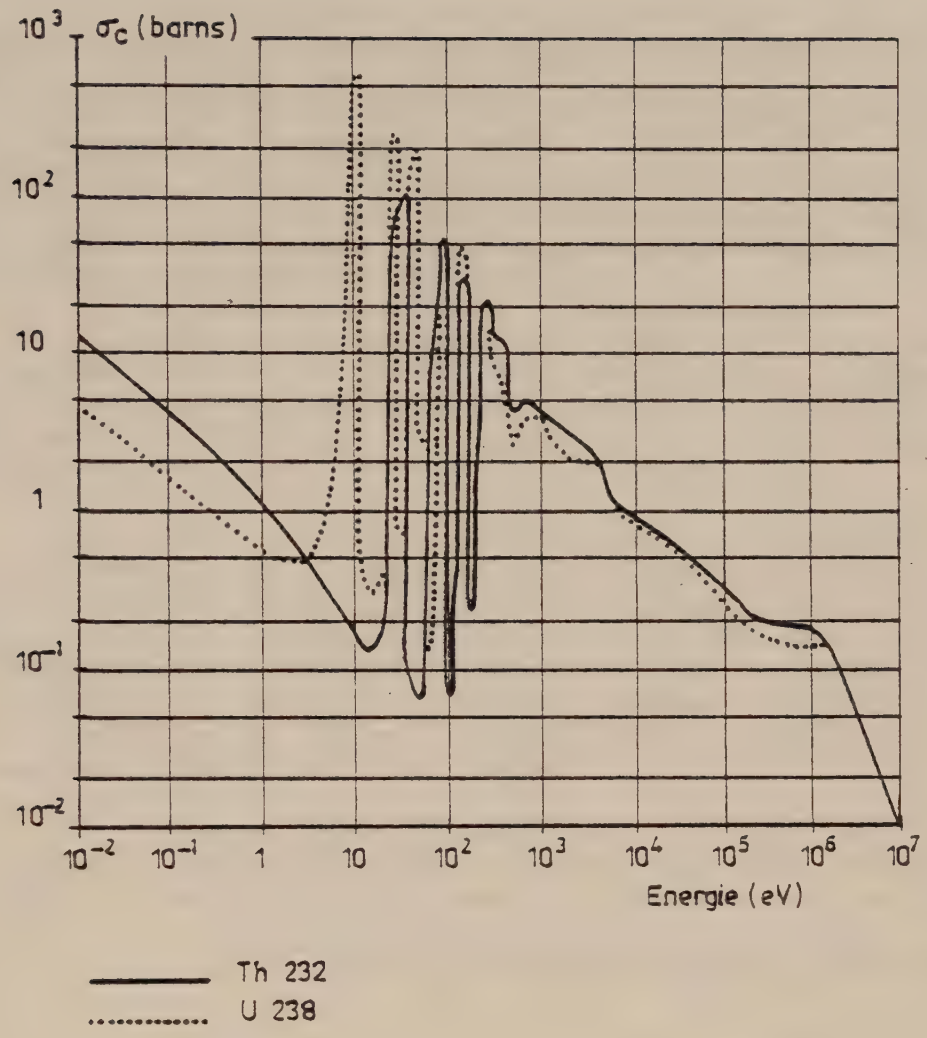


FIGURE I / 5.2.2. _Sections efficaces de capture de U 238 et Th 232

ELEMENTS FISSILES U 233 - U 235 - Pu 239 - Pu 241

Les courbes de sections efficaces des isotopes fissiles, présentent toutes des séries analogues de résonances. La figure I/5.2.3 présente l'allure des sections efficaces de fission de l'U 235, l'U 233 et le Pu 239*. Cependant des différences profondes apparaissent dans le domaine thermique (figure I/5.2.4) où l'U 235 et l'U 233 possédent des sections d'absorption en 1/v, alors que les isotopes du plutonium ont, chacun une grande résonance : vers 0,3 eV pour le Pu 239 et le Pu 241. (On a aussi représenté sur cette figure le Pu 240 avec sa grande résonance à 1 eV).

Pour une énergie de 0,025 eV, les sections efficaces de fissions de l'U 235 et l'U 233 sont voisines (tableau I/5.2.1.bis), mais la section de capture de l'U 233 est nettement inférieure à celle de l'U 235. Dans la figure I/5.2.5 on a représenté l'allure du facteur $\sigma c/\sigma a$ pour l'U 233, l'U 235 et le Pu 239.

Les sections d'absorption des isotopes du plutonium sont nettement plus élevées : 1011 b pour Pu 239 et 1377 b pour Pu 241 contre 681 b pour U 235 et 579 b pour U 233. Les taux d'absorptions en zone non thermique (au-delà de 0,625 eV) des noyaux fissiles, sont sensiblement plus élevés dans le cas plutonium, les intégrales de résonances d'absorption valent respectivement 419, 501 et 732 b pour l'U 235 le Pu 239 et Pu 241. Dans le cas de l'U 233, celle-ci est beaucoup plus élevée : 904 barns.

Comme nous l'avons vu, l'U 233 est le noyau fissile qui permet la meilleure conversion dans un réacteur à neutrons thermiques. Ce noyau est celui qui a le meilleur facteur η qui est par définition :

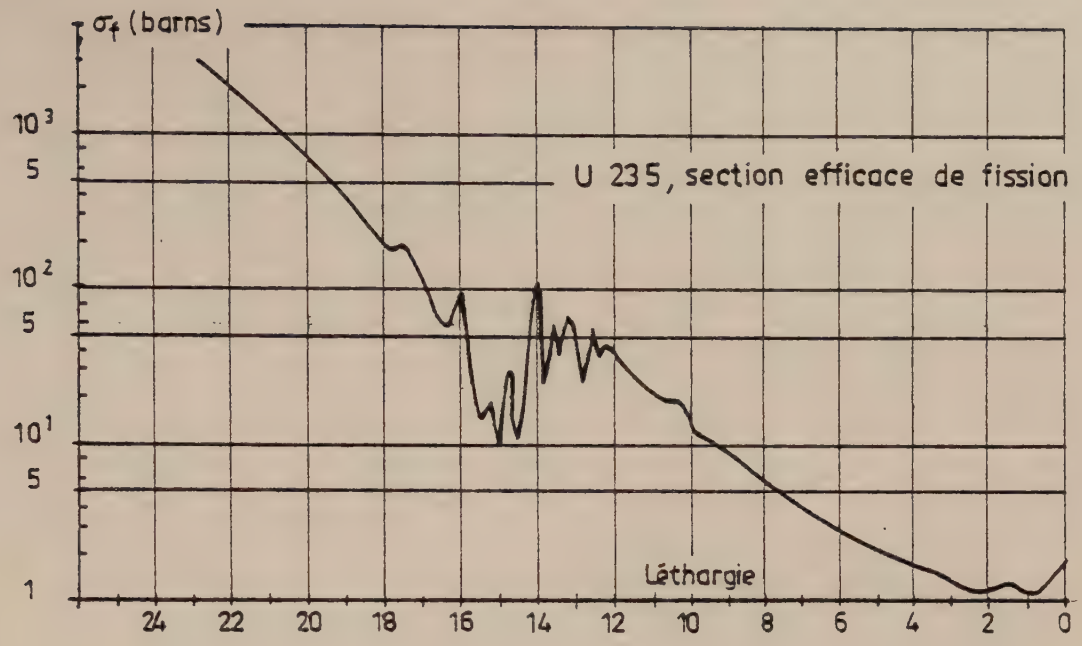
$$\eta = \frac{\text{nombre de neutrons émis par fission}}{\text{nombre de neutrons absorbés par cet isotope}}$$

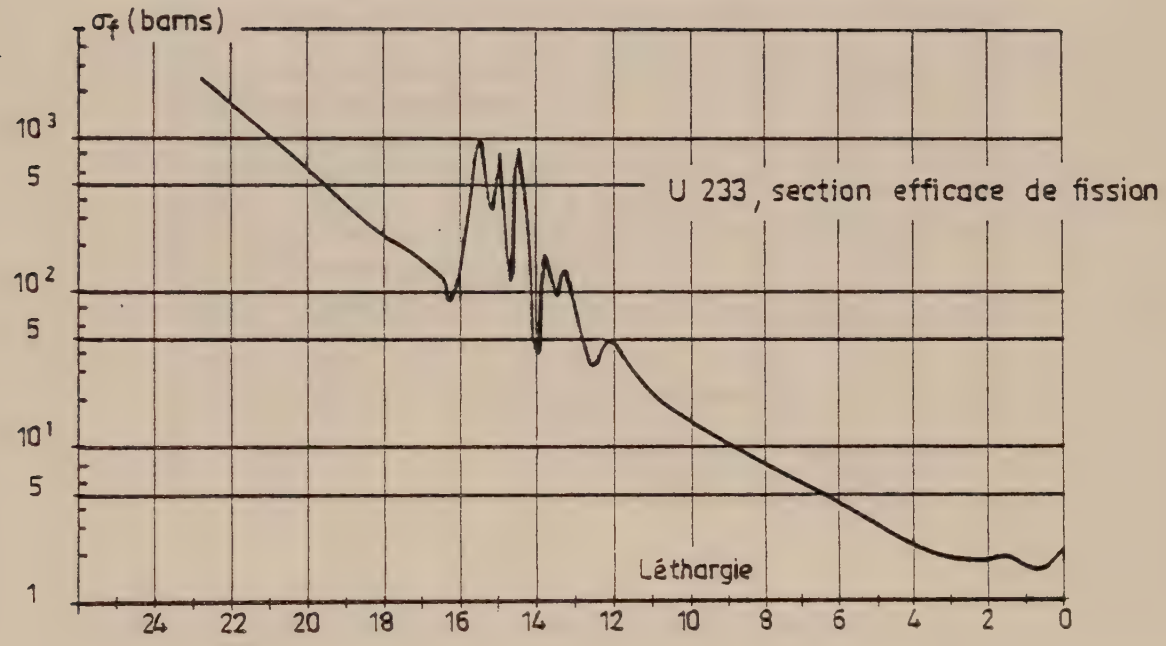
Dans le cas de l'U 233, ce facteur η (moyenné sur le spectre de neutrons régnant dans un milieu ThO_2-PuO_2) vaut 2,15 contre 1,81, 1,85 et 2,19 respectivement pour l'U 235, le Pu 239 et le Pu 241 (tableau I/5.2.2).

On remarque que les nombres η des neutrons émis par neutron absorbé sont voisins pour U 235, Pu 239, Pu 241 à 2200 m/s (ce n'est plus vrai pour les neutrons de grande énergie pour lesquels on voit apparaître l'intérêt du plutonium pour les réacteurs rapides).

.../...

*Ces courbes ont été déterminés à partir de la bibliothèque de sections efficaces du code APOLLO. Donc elles représentent les sections efficaces utilisées dans nos calculs.


σf (barns)
10³
5
10²
5
10¹
5
1
U 235, section efficace de fission
Léthargie
24 22 20 18 16 14 12 10 8 6 4 2 0


σf (barns)
10³
5
10²
5
10¹
5
1
U 233, section efficace de fission
Léthargie
24 22 20 18 16 14 12 10 8 6 4 2 0

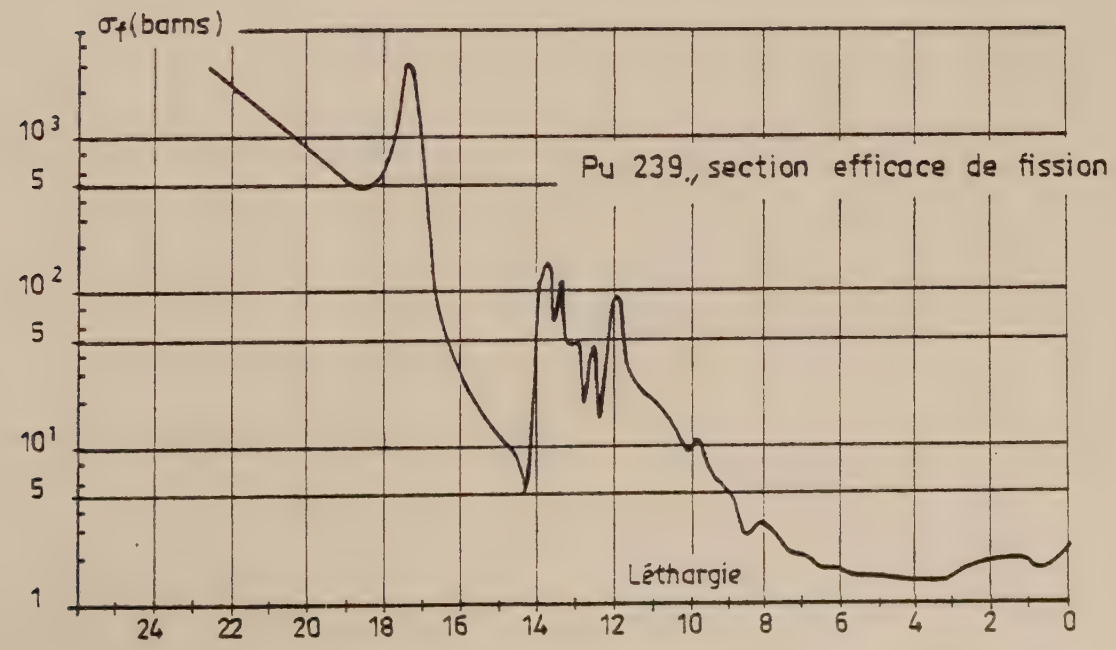

σf (barns)
10³
5
10²
5
10¹
5
1
Pu 239, section efficace de fission
Léthargie
24 22 20 18 16 14 12 10 8 6 4 2 0

FIGURE I/5.2.3.

	U233	U235	Pu239	Pu241
η à 0,025 eV	2,30	2,07	2,11	2,15
η thermique moyenné sur le spectre thermique d'un milieu ThO_2 - PuO_2	2,23	2,07	1,84	2,08
η épithermique moyenné sur le spectre épith. d'un milieu ThO_2 - PuO_2	2,10	1,61	1,88	2,34
η global	2,15	1,81	1,85	2,19

TABLEAU I/5.2.2 : Facteur η des isotopes fissiles

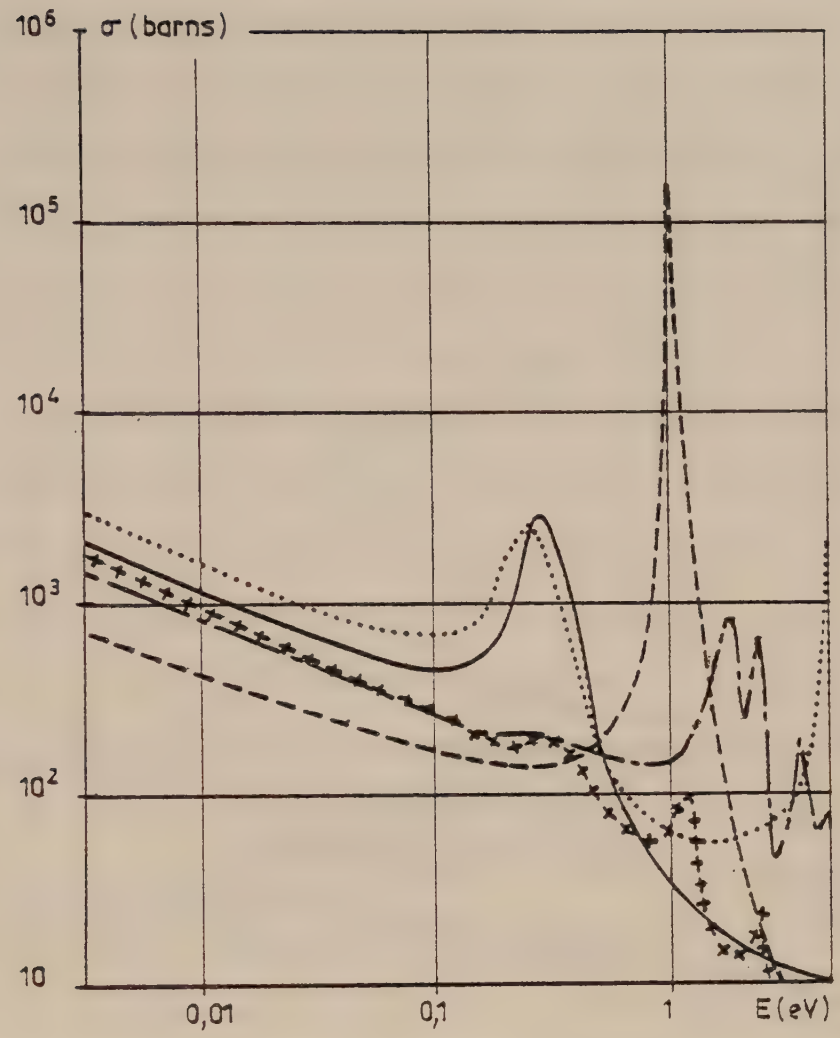


FIGURE I / 5.2.4. – Sections efficaces dans le domaine thermique des isotopes du plutonium et de l'uranium

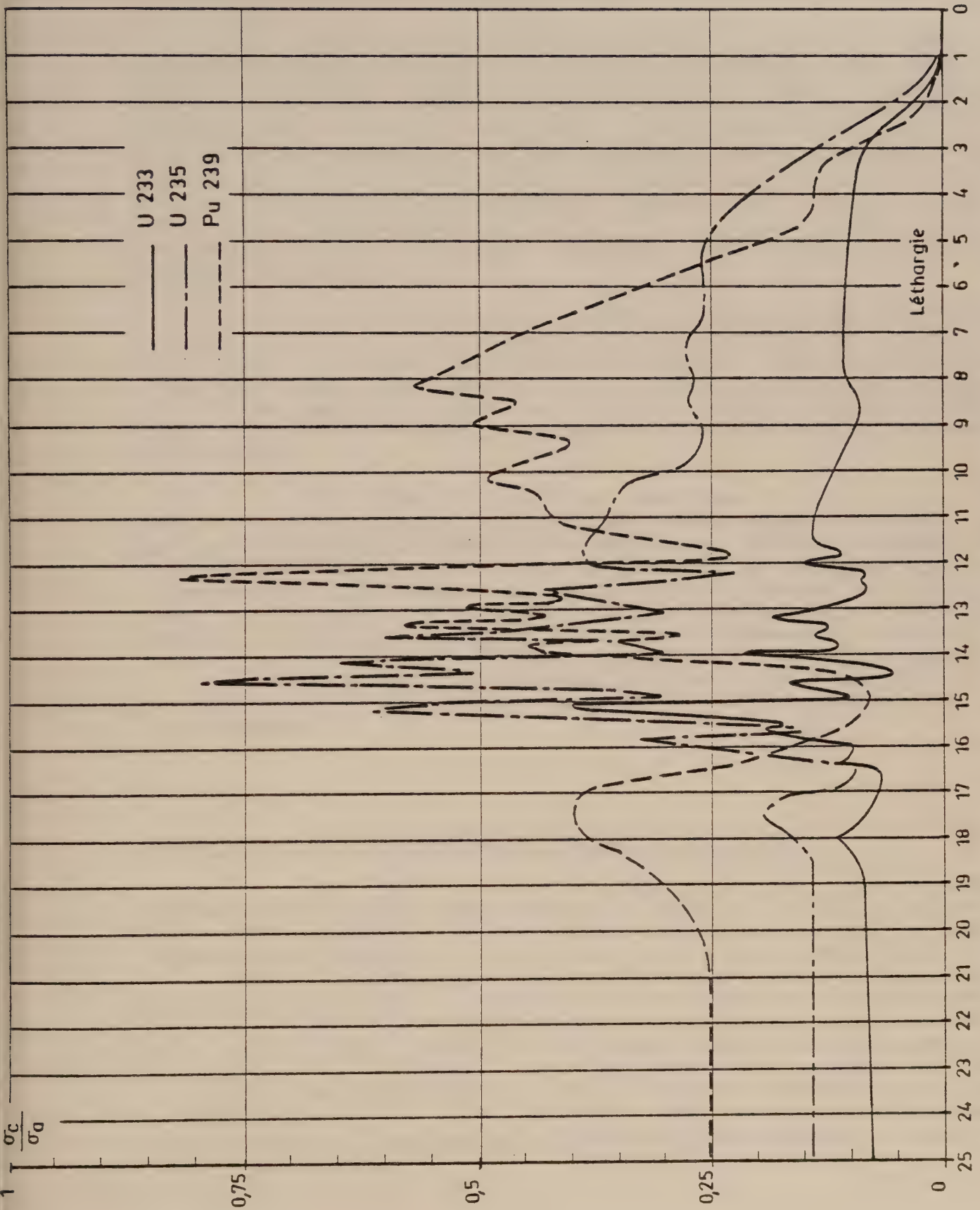


FIGURE I/5.2.5.- Facteur σ_c / σ_a des isotopes fissiles U 233, U 235 et Pu 239

ELEMENTS U 234, U 236, Pu 240, Pu 242

Comme nous l'avons déjà vu le Pu 240 posséde une grande résonance à 1 eV et sa section d'absorption dans le domaine thermique est trois fois supérieure à celle de l'U 234 : respectivement 290 b et 96 b à 0,025 eV, mais moyenné sur un spectre thermique régnant dans un milieu ThO_2-PuO_2, elles valent 35 b et 16 b. La capture d'un neutron par Pu 240 engendre le Pu 241, meilleur isotope fissile que l'U 235. La section de capture de l'U 236 est le tiers de celle du Pu 242 à 0,025 eV, toujours moyenné par le spectre thermique elles valent respectivement 8 b et 19 b. Les pertes dues aux captures parasites sont plus faibles pour les dérivées de l'uranium que ceux du plutonium.

Pour conclure cette partie consacrée aux sections efficaces du thorium, de l'uranium 233 et du plutonium, on peut noter que dans le domaine thermique les sections efficaces d'absorption très importantes des isotopes du plutonium, associés à la capture du thorium comparée à celle de l'U 238, ont pour conséquence d'avoir dans ce domaine d'énergie un combustible plus absorbant qu'un combustible uranium.

Le rapport du flux thermique au flux total d'une cellule thorium-plutonium est beaucoup moins élevé que celui d'une cellule à uranium. Le spectre des neutrons se "durcit" considérablement lorsque l'on recycle du plutonium en présence de thorium. (Les conséquences de ce durcissement du spectre sont importantes et nous reviendrons sur ce point). En revanche l'utilisation d'un combustible thorium-uranium n'apportera pas de différences d'absorption notoires par rapport au combustible standard. Avant de terminer ce paragraphe il convient de noter les énergies de fission de l'U 233, l'U 235, Pu 239 et du Pu 241 : 198,7 MeV, 201,7 MeV, 210 MeV et 218,4 MeV respectivement.

COMPARAISON DES PROPRIETES DU Pa 233 ET DU Np 239

Le Pa 233 et le Np 239 proviennent par décroissance radioactive β^-, de périodes courtes (23 mn), du Th 233 et de l'U 239. Radioactifs eux-mêmes, ils décroissent par radioactivité β^- en donnant naissance aux isotopes fisiles U 233 et Pu 239. Comme nous l'avons vu la période de décroissance du Pa 233 est environ dix fois supérieure à celle du Np 239 (27,4 j contre 2,3 j). Par conséquent, à flux constant, la concentration du Pa 233 serait dix foix plus élevée environ que celle du Np 239. L'effet de la longue période de décroissance du Pa 233 se fait nettement sentir en début d'irradiation. En effet, le facteur de multiplication infini "chute" rapidement puis passé le temps de demi-vie du Pa 233 (1000 MWj/t environ), la décroissance de ce facteur est beaucoup moins importante. Cela est dû à l'apparition "tardive" de l'U 233.

.../...

Compte tenu de l'intégrale de résonance de capture élevée du Pa 233 : 860 barns, (alors que celle du Np 239 est assez mal connue), mais du flux relativement faible dans le domaine des résonances, les captures épithermique du Pa 233 représentent dans tous les cas moins de 1% de l'absorption totale (0,5% à 0,6%). En revanche la section efficace de capture thermique du Pa 233 est deux fois plus faible que celle du Np 239 (respectivement 41 b et 80 b). Même si la capture du Pa 233 est importante, le Pa 234 par décroissance β^- est à l'origine du noyau fertile U 234 donnant l'U 235, ce qui tempère quelque peu l'effet négatif de cet isotope.

L'importante quantité du Pa 233 présente dans le coeur pose aussi des problèmes de sécurité. En effet, après l'arrêt du réacteur, la réactivité croît par suite de la décroissance radioactive du Pa 233 qui conduit à l'U 233. L'antiréactivité supplémentaire à introduire dans le coeur peut être non négligeable. Mais la période du Pa 233 étant justement longue, l'insertion de cette antiréactivité est à faire lentement.

ABSORPTION DES PRODUITS DE FISSION

L'absorption des produits de fission (surtout Xe 135, Sm 149) est importante. Les pertes dues à ceux-ci dépendent du taux de combustion, du spectre neutronique et de la puissance massique. (Les sections d'absorption du Sm 149 et Sm 151 varie entre 0 et 32000 MWj/t respectivement de 1,2 à 2 kb et de 0,18 à 0,25kb, celle du Xe 135 de 39 à 63 kb). Mais en examinant les rendements du Xe 135, du Sm 149 et Sm 151, donnés ci-dessous, on s'aperçoit dans le cas de l'U 233 qu'ils sont inférieurs à ceux de l'U 235, eux-mêmes nettement inférieurs aux rendements du Pu 239 et Pu 241.

	U233	U235	Pu239	Pu241
Rendement cumulé de Xe135 (%)	6,2	6,4	7,2	7,1
Rendement de fission de Sm149 + Sm151 (%)	1,1	1,6	2,1	2,5

TABLEAU I/5.2.3 : Rendements de fission du Xe135 et de Sm149 + Sm151

.../...

Les captures parasites des autres produits de fission, lentement saturés ou non saturés sont 10 à 20 fois moins importantes pour l'U 233 que pour les autres noyaux fissiles.

Par conséquent, le cycle thorium-U 233 paraît être avantageux de ce point de vue.

PROPORTION DES NEUTRONS RETARDES

Le tableau I/5.2.4 présente les proportions β des neutrons retardés, pour différents isotopes lourds fissiles. Le β de l'U 233 est inférieur à ceux de l'U 235 et du Pu 241, mais supérieur à celui du Pu 239. Si le facteur du Th 232 est nettement supérieur à l'U 238, il faut se rappeller que les fissions du Th 232 ne représentent que 1,5% à 2% des fissions totales (7 à 8% pour l'U 238). Par conséquent les neutrons retardés issus des fissions du Th 232 représenteront 9% à 13% de l'ensemble des neutrons retardés. En utilisant un combustible thorium-Pu ou thorium-U 233, le β_{eff} sera nettement moins important que celui relatif au combustible uranium. De plus, on peut remarquer que l'absorption de ces combustibles est plus grande, le temps de vie des neutrons prompts sera par conséquent plus court (surtout pour les combustibles Th-Pu ; facteur 4 par rapport aux combustibles uranium).

ISOTOPE	β pcm
Th232	2030
U233	276
U235	650
U238	1480
Pu239	210
Pu240	270
Pu241	490

TABLEAU I/5.2.4 : Facteur β des principaux noyaux lourds [9]

.../...

INCERTITUDES - PROGRAMME COMMUN EDF/CEA

Les sections efficaces, nécessaires aux calculs de cellule, affectent directement les caractéristiques neutroniques du combustible.

L'ensemble des données nucléaires nécessaires au calcul des PWR à uranium légérement enrichi en U 235 a déjà été qualifié. Pour l'étude d'un cycle thorium des données supplémentaires sont nécessaires en ce qui concerne en particulier l'U 233 et le Th 232. Nous présentons un bref historique des étapes importantes de la détermination et de la qualification des jeux de données du thorium 232 et de l'uranium 233 et nous conclurons sur les données disponibles actuellement.

THORIUM 232 :

Anciennes données : (n° 232 et 1232 dans la bibliothèque d'APOLLO)

Pendant longtemps la plupart des calculs (filière HTR par exemple) ont été effectués en utilisant, avec ou sans ajustement, des sections efficaces anciennes introduites dans APOLLO en 1971 et correspondant à des évaluations faites en 1963 par :

- l'UKAEA [10] pour les sections non résonnantes (n° 232). Une évaluation faite au CEA par M. GRENECHE pour la partie résonnante a été introduite en 1973 [11] (n° 1232). On a pu constater que ces évaluations étaient bonnes pour les énergies inférieures à 3 KeV, au-delà la section efficace de capture était surestimée, jusqu'à 20%.

Première modification

Ajustement des sections de capture à haute énergie ($E > 3$ KeV) en se basant sur des comparaisons portant soit sur des calculs théoriques, soit sur des expériences intégrales ou même des mesures différentielles [12].

Nouvelles données

- Nouvelle évaluation compléte des sections efficaces du Th 232 réalisé en 1974 par DERRIEN [14].

- 1977 : recommandations de M. SAUSSURE [15], modifications de la section de capture à haute énergie.

- 1978 : données disponibles à l'heure actuelle : évaluation de DERRIEN plus modifications de TELLIER de la section de capture au-delà de 10 KeV pour tenir compte des recommandations de M. SAUSSURE (n° 100232 et 2232 pour la partie résonnante) [19].

.../...

La valeur de la section efficace de capture thermique est en parfait accord avec la recommandation du BNL 325 [16].

Elle a été confirmée sans ambiguité par des résultats récents et relativement précis obtenus à partir des méthodes expérimentales différentes : mesure du rapport des captures du Th 232 sur celles de l'uranium 238 dans une colonne thermique [17] et une mesure par activation [18] . Toutes ces valeurs sont en accord (tableau I/5.2.5). Il y a également très bon accord entre l'évaluation et la recommandation pour l'intégrale de résonance. Les données sur les résonances ne semblent pas devoir être mises en doute [19].

Th 232	EVALUATIONS	RECOMMANDATIONS	MESURES RECENTES	
	DERRIEN (75)	BNL 325 (73)	CHAWLA 77	KENNY 72
σ_c (0,025 eV)	7,40	7,40 $\pm$ 0,08	7,36 $\pm$ 0,09	7,37 $\pm$ 0,11
RI_c	83,7	85 $\pm$ 3	-	-

TABLEAU I/5.2.5 : Section de capture et intégrale de résonance du Th232

URANIUM 233

Anciennes données

- Evaluation UKAEA pour les sections résonantes.
- Pas de sections résonantes "autoprotégées".

Ces évaluations se sont révélé mauvaises, puisqu'on obtenait même des captures négatives entre 100 KeV et 1 MeV.

.../...

Première modification

Ajustement concernant tout le domaine d'énergie par M. GRENECHE [13] datant de 1976 qui tenait compte des évaluations récentes [16], [21], [22], [23], [24], [25].

Nouvelles données

- Remplacement des sections originales par celles de l'évaluation ENDF dans sa version IV [21] publiée en 1974 (qui en fait étaient pratiquement identiques à celles de la version III [20] . A cette occasion un isotope autoprotégé est créé (n° 1233).

- 1973 : publication des évaluations de BNL-325 en Juin. Elles sont fondées sur l'analyse d'un nombre considérable de mesures et constituent un bon point de repère.

- 1972 : étude très détaillée de STEEN [23] fondée sur une comparaison avec des calculs critiques d'une part et d'autre part sur un ajustement multiparamètrique par moindres carrés, dans lequel l'ensemble des résultats expérimentaux disponibles sont utilisés.

- 1975 : recommandation de l'ensemble des paramètres thermiques des noyaux fissiles réalisée par LEMMEL de l'agence de Vienne (AIEA) [22] . Ce sont les résultats d'une étude détaillée consacrée seulement aux valeurs à 2200 m/s des sections efficaces des quatre principaux noyaux fissiles (U 233, U 235, Pu 239, Pu 241).

Il utilise une méthode comparable à celle de STEEN .

Les évaluations de UKNDL-1973 [24] , ENDF-BIV et ENDL [25] sont des évaluations portant sur tout le domaine d'énergie.

- 1978 : des interprétations d'expériences critiques et exponentielles [19] ont conduit le SERMA à recommander des ajustements sur tout le domaine thermique de ces sections efficaces :

$+ 0,9\%$ sur σ_f

$- 1,09\%$ sur $\nu\sigma_f$

Ce seront ces dernières données qui seront utilisées dans les calculs (n° 333 dans la bibliothèque d'APOLLO). Voici présenté dans le tableau suivant les différentes évaluations et recommandations à 2200 m/s.

.../...

	EVALUATIONS	RECOMMANDATIONS		Valeurs utilisées dans les calculs
	STEEN (72)	BNL 235 (73)	LEMMEL (75)	
U233 ν	2,498	2,492 $\pm$ 0,008	2,479 $\pm$ 0,006	2,485
U233 σ_f	525,2	531,1 $\pm$ 1,3	529,9 $\pm$ 1,4	529,9
U233 σ_c	45,9	47,7 $\pm$ 2,4	45,3 $\pm$ 1,9	46
U233 RI_f	761	764 $\pm$ 13	-	771
U233 RI_c	134	140 $\pm$ 6	-	135,4

TABLEAU I/5.2.6 : Sections efficaces de fission et de capture à 2200 m/s (en barn) et intégrales de résonance (en barn) de l'U233.

Les expériences critiques mettant en oeuvre du thorium 232 et de l'U 233 sont très peu nombreuses. Elles sont d'origine étrangère et ont été réalisées il y a de nombreuses années. Les informations nécessaires à l'interprétation ne sont disponibles qu'au travers de la littérature et il existe des incertitudes sur les compositions, la présence ou non d'impuretés, les conditions exactes de mesures ou dans certains cas les conditions expérimentales sont mal connues. Comme le montre TELLIER [19] les données nucléaires nécessaires à l'étude d'un cycle thorium ne sont pas à ce jour entièrement satisfaisantes. On peut préciser pour l'instant :

- la validité des sections efficaces du thorium 232, (du moins dans les réseaux à neutrons thermiques) dans tout le domaine d'énergie ;

- incertitude importante sur la valeur de la section efficace de fission de l'U 233 pour les énergies thermiques. Evaluations et recommandations présentent entre elles un désaccord très important.

.../...

Par conséquent une bonne connaissance des sections efficaces de l'uranium 233 serait très utile. Il est nécessaire de pouvoir tester, sans aucune espèce d'ambiguité, nos connaissances des données nucléaires nécessaires à l'étude du cycle thorium par de nouvelles expériences intégrales et c'est pourquoi il est indispensable d'avoir recours à un programme expérimental.

Un programme commun CEA-EDF, commencé en 1980 prévoit la mesure des sections de l'U 233, du Th 232, ... |26| dans la pile MINERVE à Cadarache, ces mesures seront faites par chambres à fission et oscillations. Elles seront poursuivies éventuellement par des expériences plus complètes portant sur des quantités d'U 233 plus significatives.

I-6 - Caractéristiques du reacteur PWR 900 MWe type BUGEY 2

I-6-1 - Caractéristiques standards

Le réacteur PWR de base, pour nos études de cycle du thorium, est le réacteur BUGEY 2, de 920 MWe. Nous faisons ici une description du coeur de ce réacteur, en rappelant ses principales caractéristiques. En ce qui concerne le reste de la chaudière nucléaire (circuit primaire, circuits auxiliaires, circuit secondaire ...) nous présenterons un bref récapitulatif des caractéristiques thermodynamiques, à la fin de ce paragraphe.

LE COEUR

Le coeur est constitué essentiellement par la juxtaposition de 157 assemblages combustibles disposés verticalement de façon à former un ensemble approximativement cylindrique (figure I/6.1.1) le premier coeur est constitué de trois lots (ou régions) comprenant 53 assemblages pour le lot 1 et 52 assemblages pour les lots 2 et 3. Les enrichissements initiaux (% en poids d'uranium 235) sont :

- 2,1% pour le lot 1
- 2,6% pour le lot 2
- 3,1% pour le lot 3

Le plan de chargement du premier coeur est représenté sur la figure I/6.1.1. Le premier lot est déchargé au bout d'un cycle, le deuxième au bout de deux cycles et enfin le troisième au bout de trois cycles. La stratégie de gestion du combustible consiste à recharger le coeur annuellement par tiers comprenant 52 assemblages neufs, dont l'enrichissement est égal à 3,1% en U 235.

Au cours d'un cycle d'irradiation l'excédent de réactivité est compensé par du bore soluble dans l'eau. Toutefois lors du premier cycle, cet excédent de réactivité ne peut être compensé entièrement par le bore soluble et, pour satisfaire la contrainte d'un coefficient de température du modérateur négatif, il faut utiliser des poisons consommables.

.../...

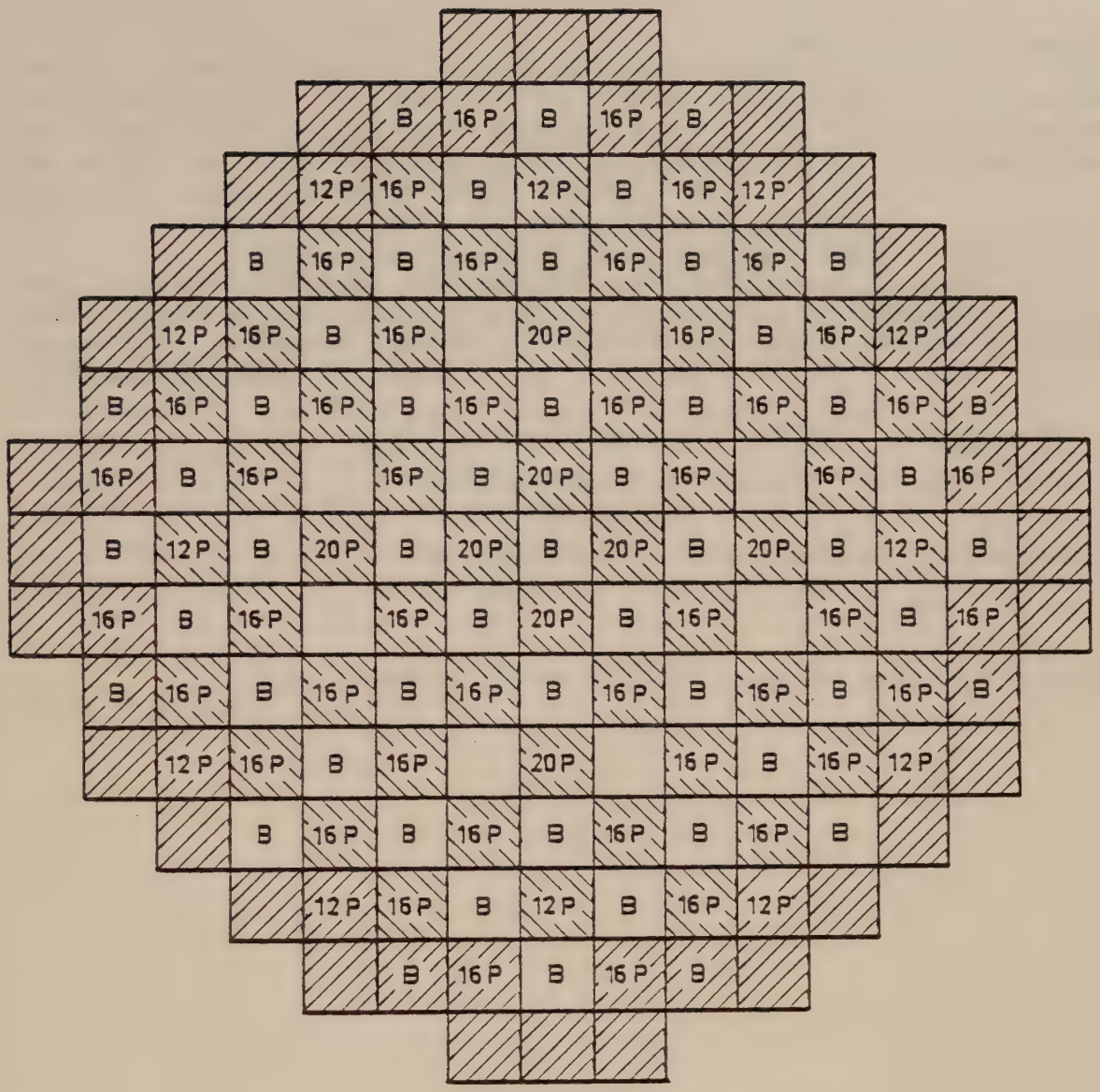


FIGURE I/6.1.1. – Répartition des enrichissements

Emplacement des poisons consommables et des grappes de contrôle

Au début d'un cycle à l'équilibre les assemblages de la première région ont subi deux cycles et vont en subir un troisième, à la fin duquel ils seront déchargés ; les assemblages de la deuxième région ont subi un cycle et vont en subir un deuxième et enfin les assemblages de la troisième région sont neufs et vont subir leur premier cycle.

Pour le contrôle du réacteur et l'arrêt d'urgence, des crayons fortement absorbants constituent les grappes de contrôle. Ces crayons (ainsi que les crayons de poisons consommables) s'insérent, dans des logements prévus à cet effet, dans certains assemblages. Le coeur est donc constitué :

- d'assemblages de crayons combustibles seuls ;
- d'assemblages contenant en plus des poisons consommables ;
- d'assemblages dans lesquels peuvent se loger les grappes de contrôle.

Les caractéristiques neutroniques du coeur sont rassemblées dans le tableau I/6.1.1.

.../...

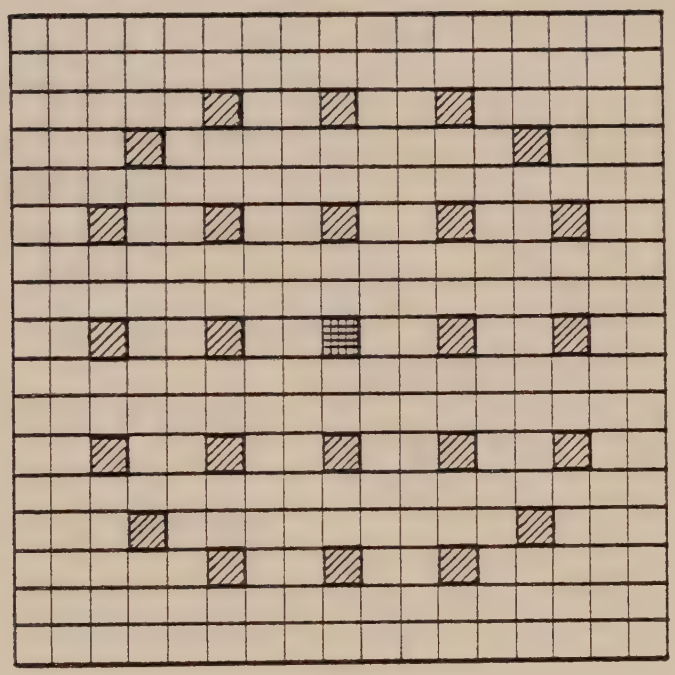
CARACTERISTIQUES NEUTRONIQUES DU COEUR		
Hauteur active du coeur		: 366 cm
Diamètre équivalent du coeur		: 304 cm
Hauteur extrapolée du coeur		: 381 cm
Diamètre extrapolé du coeur		: 319 cm
Nombre d'assemblages		: 157
Nombre de crayons par assemblage		: 264
Enrichissements (% en poids)		
1er coeur	Région 1	: 2,1
	Région 2	: 2,6
	Région 3	: 3,1
	Equilibre	: 3,1
Nombre de grappes de contrôle :		
- grappes "longues"		: 48
- grappes "partielles"		: 5
Nombre de crayons absorbants par grappe		: 24
Nombre de grappes de poison consommable		: 68
Nombre de crayons à poison consommable par grappe		: 12 ou 16 ou 20

TABLEAU I/6.1.1 : Caractéristiques de conception du coeur de BUGEY 2

DESCRIPTION DE L'ASSEMBLAGE ET DES ELEMENTS ASSOCIES

Assemblage combustible

Il est constitué de 264 crayons combustibles dispersés en un réseau orthogonal 17x17. L'emplacement central est réservé à un tube servant à l'instrumentation du coeur, les 24 positions restantes sont occupées par des tubes guides dans lesquelles viennent s'insérer les grappes annexes (figure I/6.1.2). Le tube d'instrumentation et les tubes guides sont en Zircaloy. Huit grilles en inconel réparties sur la longueur de l'assemblage et deux pièces d'extrêmité forment, avec les tubes guides, le "squelette" de l'assemblage et lui confèrent sa rigidité. Les 24 trous d'eau sont prévus pour recevoir les grappes de contrôle servant au pilotage et à l'arrêt d'urgence ou les crayons de poisons consommables (figure I/6.1.1).



264 crayons combustibles

24 tubes guides pour les grappes de contrôle

tube central d'instrumentation

FIGURE I/6.1.2._ Coupe horizontale d'un assemblage de combustible

. . . . . .

Les caractéristiques de l'assemblage sont données au tableau I/6/1.2.

CARACTERISTIQUES DE L'ASSEMBLAGE (à froid)		
Configuration		: 17 x 17
Pas des assemblages (cm)		: 21,504
Pas du réseau (cm)		: 1,260
Hauteur active du combustible (cm)		: 365,8
Nombre de crayons combustibles		: 264
Nombre de tubes-guides		: 24
Nombre de tubes d'instrumentation		: 1
Nombre de grilles par assemblage		: 8
Nombre de grilles sur la hauteur active		: 7
Diamètre externe du tube-guide (cm)		: 1,224
Epaisseur du tube-guide (cm)		: 0,042
Matériau du tube-guide		: Zircaloy 4
Matériau du tube d'instrumentation		: Zircaloy 4
Matériau des grilles		: inconel 718
Matériau des manchons		: Acier 304
Poids d'une grille de mélange	inconel (g)	: 644,8
	acier 304 (g)	: 136,1
Poids de la grille inférieure	inconel (g)	: 521,6
	acier 304 (g)	: 308,4
Poids de la grille supérieure	inconel (g)	: 521,6
	acier 304 (g)	: 294,8
Diamètre interne minimum du tube d'instrumentation (cm)		: 1,138
Diamètre externe de la gaine (cm)		: 0,950
Epaisseur de la gaine (cm)		: 0,057
Jeu pastille-gaine (cm)		: 0,017
Matériau de la gaine		: Zircaloy 4
Matériau de la pastille		: UO_2 fritté
Densité		: 95 %
Hauteur de la pastille (cm)		: 1,350
Diamètre de la pastille (cm)		: 0,802

TABLEAU I/6.1.2 : Caractéristiques de conception du coeur de BUGEY 2

GRAPPES DE POISONS CONSOMMABLES

Un crayon de poison consommable est constitué d'un tube de pyrex contenant 12,5% de B_2O_3 gainé intérieurement et extérieurement en acier inoxydable 304.

Les caractéristiques d'un crayon de poison consommable sont précisées au tableau I/6.1.3.

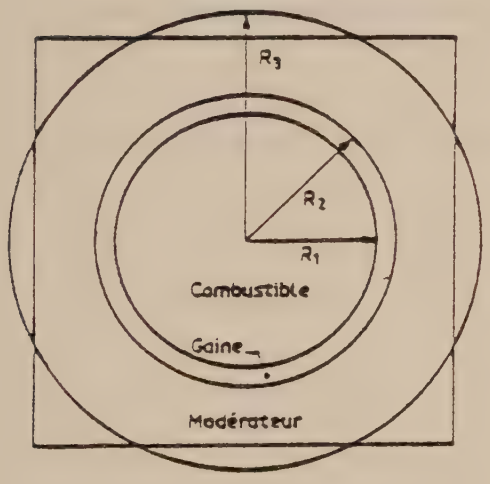
Le coeur comporte 1072 de ces crayons réunis en grappes de 12, 16 ou 20 crayons. La position des grappes de poisons consommables est indiquée sur la figure I/6.1.1. Elles sont prévues pour être insérées dans le coeur pendant le premier cycle de fonctionnement.

GRAPPES DE CONTROLE

Un crayon absorbant est constitué d'un tube en acier inoxydable fermé, contenant une barre d'alliage Argent-Indium-Cadnium, les crayons sont groupés en grappes portant chacune 24 crayons, les caractéristiques de ces grappes sont données au tableau I/6.1.4 (figure I/6.1.1). On dispose de 48 grappes ; il est possible d'y implanter 8 grappes supplémentaires.

CELLULE COMBUSTIBLE

La cellule combustible type à UO_2 enrichi à 3,1% qui sert de cellule de référence a les caractéristiques suivantes :



Milieu combustible : R_1=0,4095 cm ; T_{eff} = 651°C

Gaine : R_2=0,4750 cm

Modérateur : R_3=0,7109 cm ; T_M= 306°C

1 mm

La température effective du combustible est déterminée par la formule suivante :

$$T_{eff} = 4/9\ T_{centre} + 5/9\ T_{surface}$$

.../...

CARACTERISTIQUES DES CRAYONS DE POISON CONSOMMABLE (à froid)	
Nombre de crayons de poison consommable par grappe	: 12, 16 ou 20
Nature du poison consommable	: pyrex boraté
Enrichissement en B_2O_3 (%)	: 12,5
Densité du poison consommable	: 2,25
Diamètre extérieur de l'anneau de pyrex (cm)	: 0,853
Diamètre intérieur de l'anneau de pyrex (cm)	: 0,483
Longueur de l'anneau de pyrex (cm)	: 360,68
Diamètre extérieur de la gaine externe (cm)	: 0,968
Diamètre de la gaine externe (cm)	: 0,874
Diamètre extérieur de la gaine interne (cm)	: 0,461
Matériau des gaines	: Acier 304

TABLEAU I/6.1.3 : Caractéristiques de conception du coeur de BUGEY 2

CARACTERISTIQUES DES GRAPPES DE REGLAGE (à froid)	
Nombre de grappes longues	: 48
Nombre de grappes partielles	: 5
Nombre de crayons absorbants par grappe	: 24
Matériau absorbant	: Ag, In, Cd
Composition de l'absorbant (% en poids)	: 80, 15, 5
Densité de l'absorbant	: 10, 16
Diamètre de l'absorbant (cm)	: 0,866
Longueur de l'absorbant (cm)	
. grappes partielles	: 91,44
. grappes longues	: 360,68
Diamètre extérieur de la gaine (cm)	: 0,968
Epaisseur de la gaine (cm)	: 0,047
Matériau de la gaine	: Acier 304

TABLEAU I/6.1.4 : Caractéristiques de conception du coeur de BUGEY 2

CONDITIONS GENERALES DE FONCTIONNEMENT

Rapport de modération

L'eau est le milieu le plus ralentisseur pour les neutrons (l'hydrogène est le noyau le plus léger), mais d'autre part il est relativement absorbant. Par conséquent, le rapport des volumes d'eau et de combustible doit être relativement faible. On appelle rapport de modération, le rapport du volume du modérateur au volume du combustible. La figure I/6.1.3 présente le facteur de multiplication infini en fonction de ce rapport de modération.

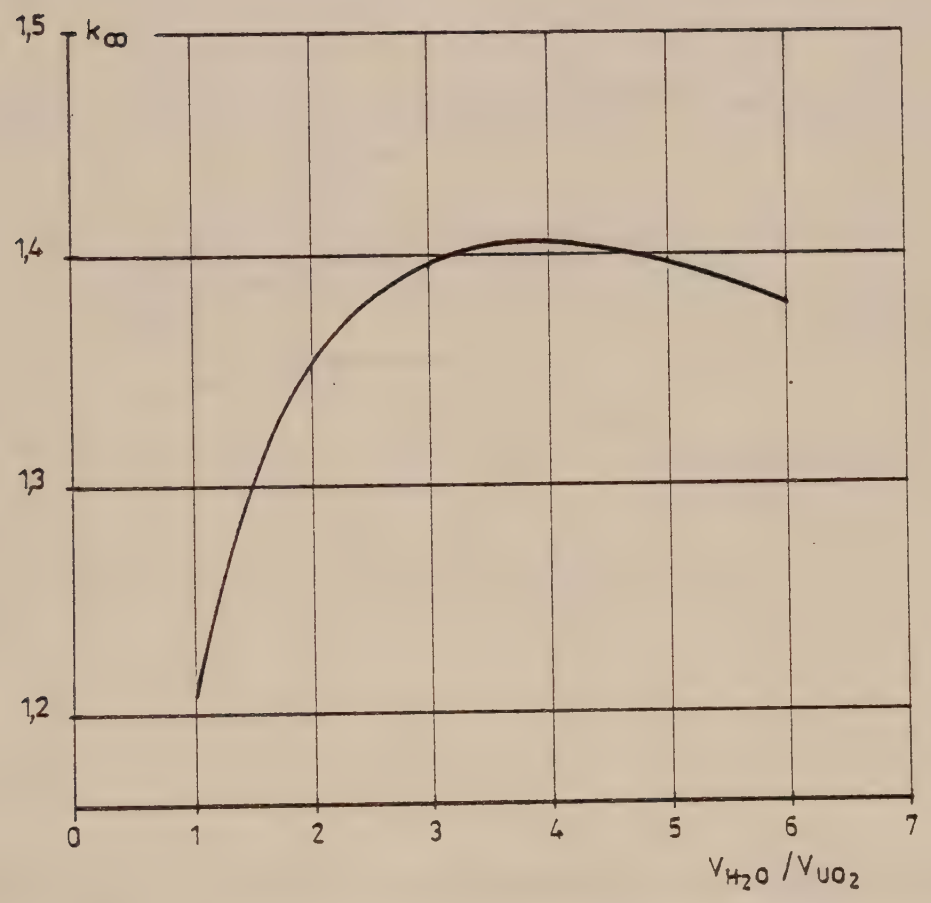


FIGURE I/6.1.3. - Facteur de multiplication infini en fonction du rapport de modération

Pour un combustible UO_2, l'optimum est obtenu lorsque le rapport de modération est de l'ordre de 4. Mais le point de fonctionnement n'est jamais choisi à l'optimum. En effet, si l'on examine l'allure de cette courbe pour différentes concentrations en bore soluble, on s'aperçoit que l'optimum se déplace vers les faibles valeurs du rapport de modération, lorsque la concentration en bore augmente. (figure I/6.1.4).

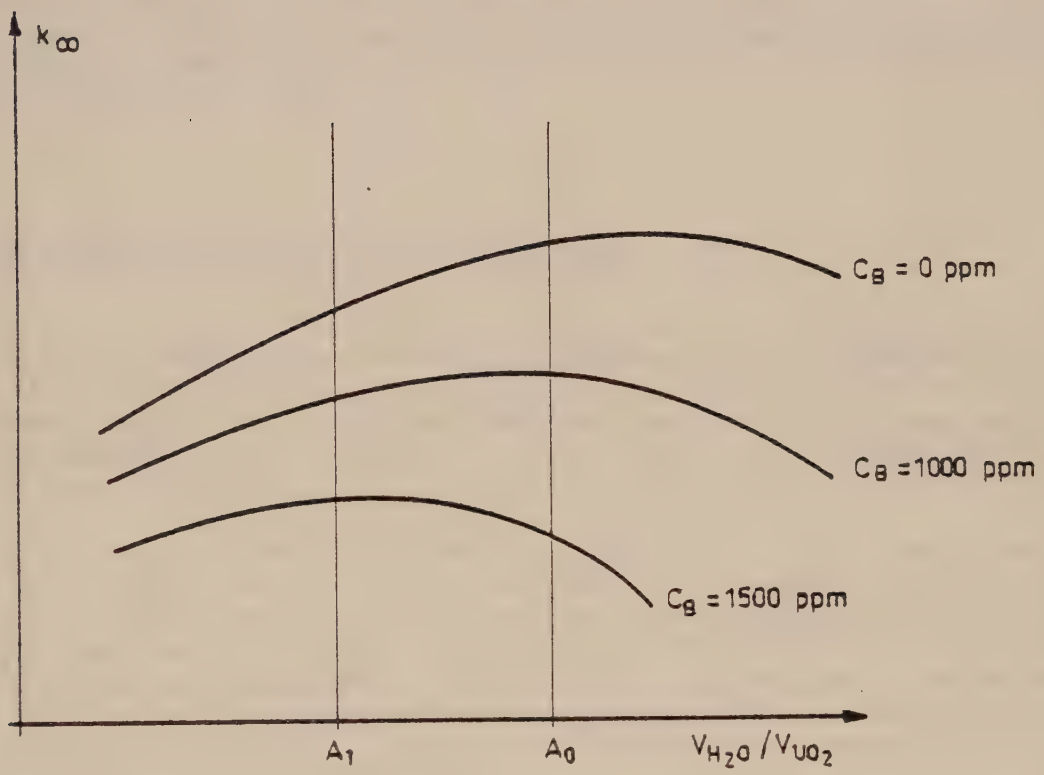


FIGURE I/6.1.4. - Facteur de multiplication infini en fonction du rapport de modération pour différentes concentrations du bore

.../...

Par conséquent si le rapport de modération est A_o (cf. figure I/6.1.4), lorsque la température du modérateur croît, la réactivité augmente pour de fortes concentrations (1500 ppm par exemple), le coefficient de température du modérateur est alors positif. Il est impératif que ce coefficient soit toujours négatif quelle que soit la concentration en bore. Il en résulte que le rapport de modération doit être choisi de façon à être inférieur à celui donnant le maximum de k_∞ . On choisit donc un rapport de modération tel que représenté par A_1 sur la figure, le coefficient de température devient de plus en plus négatif au fur et à mesure de l'irradiation (la concentration en bore décroît). Le rapport de modération de Bugey est égal à 1,92. On peut noter que le choix de ce rapport de modération n'est pas dû essentiellement au phénomène physique exposé ici. L'eau jouant à la fois le rôle de modérateur et le rôle de réfrigérant, ce choix tient compte de nombreuses autres contraintes : thermodynamiques, économiques ...

EVOLUTION DE LA CONCENTRATION EN BORE

On a vu qu'on compensait l'excédent de réactivité par du bore soluble dans l'eau. La figure I/6.1.5 représente l'évolution de la concentration en bore critique au fur et à mesure de l'épuisement du combustible. Un cycle est déclaré terminé à 40 ppm de bore, ce qui représente, avec 10 ppm d'incertitude, une réserve de réactivité de 300 pcm environ.

On peut rappeler ici que la limite technologique, à l'heure actuelle du taux d'irradiation d'une pastille UO_2 est 50000 MWj/t. Le critère de cette limitation est la pression interne des gaz qui doit toujours être inférieure à la pression du circuit primaire (155 bars). D'autre part, la fréquence de rechargement étant d'un an, le combustible est assez mal utilisé (par rapport à une gestion continue), le taux d'irradiation moyen du combustible de rejet est d'environ 33000 MWj/t.

LES COEFFICIENTS DE REACTIVITE

Les contre-réactions : effet Doppler, coefficient de température du modérateur, taux de vide doivent être négatives. L'effet Doppler vaut environ - 2,5 pcm/°C pour un combustible non irradié. Il augmente légèrement avec l'irradiation du fait de l'accumulation du Pu 240. En fonction de la température, le coefficient Doppler varie sensiblement comme l'inverse de la racine carrée de la température du combustible.

Comme nous l'avons vu précédement le coefficient de température du modérateur est légèrement négatif au début de vie et devient de plus en plus négatif au cours de l'irradiation. Il passe de -10 pcm/°C environ en début de cycle à -50 pcm/°C en fin de cycle.

.../...

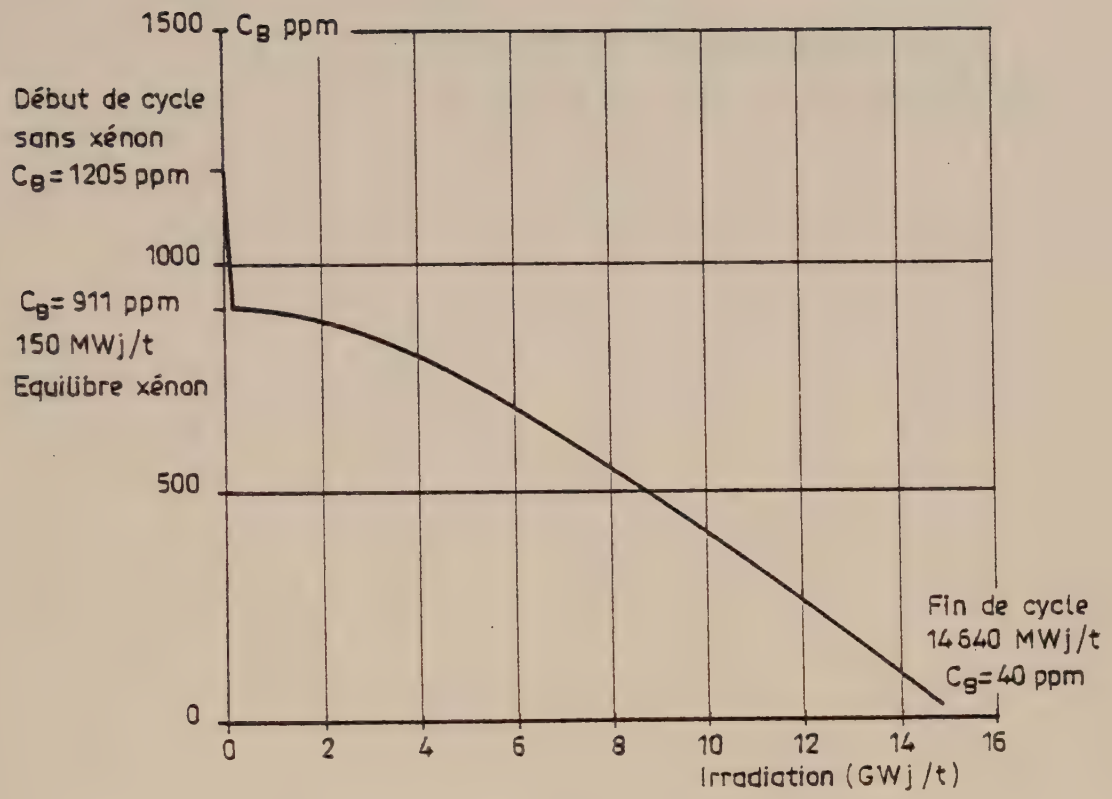


FIGURE I/6.1.5. – Concentration de bore critique C_B en fonction de l'irradiation moyenne du cœur (1er cycle)

Le vide a les mêmes conséquences sur la réactivité que la température du modérateur : tous deux jouent sur la densité de l'eau et donc sur le rapport de modération (la température influe, en outre, sur le spectre des neutrons). En conséquence, le sens des variations avec l'irradiation est le même :

- 20 pcm/% de vide en début de vie
- 200 pcm/% de vide en fin de vie [29].

DISTRIBUTION DE PUISSANCE ET DECOUPLAGE DES ETUDES NEUTRONIQUES ET THERMOHYDRAULIQUES

La neutronique et la thermohydraulique sont couplées par l'intermédiaire des coefficients de réactivité. Les études de conception de coeur devraient mettre en oeuvre des outils de calculs très sophistiqués et très onéreux. Or dans un PWR le couplage n'est finalement pas très important, surtout dans le sens radial. On peut alors déterminer une courbe radiale de puissance, enveloppe de toutes les situations prévisibles. On définit ainsi une limite supérieure de la puissance du canal le plus chaud. C'est ce canal auquel on affecte les distributions de puissance axiales correspondantes à la situation étudiée, qui fait l'objet des études thermohydrauliques.

Le canal chaud ainsi défini peut être caractérisé par le facteur d'élévation d'enthalphie $F_{\Delta H}$, défini comme l'élévation d'enthalpie dans le canal chaud rapporté à l'élévation d'enthalpie moyenne sur tout le coeur. La valeur de conception du $F_{\Delta H}$ est prise égale à 1,55, à la puissance nominale. Elle diminue avec le niveau de puissance.

Ce critère d'élévation d'enthalpie se traduit par une contrainte sur le facteur de forme radial de puissance Fxy qui est par définition la puissance linéique maximum d'un crayon sur la puissance linéique moyenne d'une tranche horizontale du coeur sans barres de contrôle. C'est au niveau des études de conceptions que ce critère est imposé.

La valeur de conception de Fxy est ici :

$$Fxy < 1,435$$

On verra par la suite, que le respect de ce critère sera l'un des points les plus délicats dans les études de coeur.

TEMPERATURE EFFECTIVE ET PUISSANCE LINEIQUE

La température maximum au centre du barreau combustible est prise égale à 2590°C (température de fusion : 2800°C).

L'équation de la chaleur en régime stationnaire peut s'écrire :

$$\int_{T_s}^{T_c} \lambda\,(T)\,dT = \frac{PR^2}{4} = \frac{\phi_p}{4\pi} \quad \text{et} \quad \varphi = \frac{PR}{2}$$

où

- P est la puissance volumique
- λ la conductibilité thermique
- R le rayon du crayon combustible
- φ la puissance surfacique

.../...

ϕ_ρ la puissance linéique

T_c la température au centre du combustible

T_s la température au bord extrême de la pastille.

On peut considérer λ indépendant de la température, en prenant comme conductibilité thermique la valeur à 900°C :

$$\lambda = 0,036 \text{ W/cm-°C (tableau I/6.2.1)}$$

Dans ces conditions, la précédente équation s'écrit :

$$\lambda (T_c - T_s) = \frac{PR^2}{4}$$

P est la puissance volumique, elle vaut ici :

$$P = 38,3 \times \frac{238}{238+32} \times 10,41 = 351 \text{ W/cm}^3$$

D'où la puissance surfacique :

$$\varphi = \frac{PR}{2} = 72 \text{ W/cm}^2 \text{ avec } R = 0,4095 \text{ cm}$$

Nous avons pris pour le coefficient d'échange thermique entre la gaine et le combustible : $h = 0,44$ W/cm^2/°C. Dans ces conditions l'écart de température gaine-oxyde est :

$$\Delta T = \frac{\varphi}{h} = 163°C$$

La température au bord extrême du crayon combustible est :

$$T_s = T_g + \Delta T = 306 + 163 = 469°C$$

Enfin, la température au centre du combustible est donnée par :

$$T_c = T_s + \frac{PR^2}{4\lambda} \quad (\lambda = 0,036 \text{ W/cm- °C})$$

$$T_c = 878°C$$

La température effective du combustible est donnée par la formule (établie par Framatome) :

$$T_{eff} = \frac{4}{9} T_c + \frac{5}{9} T_s$$

En régime nominal : $T_{eff} = 651°C$

En ce qui concerne les puissances linéiques, la valeur moyenne est égale à 178 W/cm et la valeur maximum à 430 W/cm.

.../...

CARACTERISTIQUES THERMOHYDRAULIQUES	
- Puissance	
Puissance thermique du coeur	: 2775 MWth
Surpuissance maximale	: 112 %
Pression nominale	: 155,1 bars
- Débits	
Débit nominal	: 65 112 m^3/h
Débit volumique dans le coeur	: 62 182 m^3/h
Vitesse massique dans le coeur	: 16 109 $m^3/h\ m^2$
Vitesse moyenne dans le coeur	: 4,39 m/s
- Température du fluide	
Température d'entrée nominale	: 286,0°C
Elévation de température dans la cuve	: 37,1°C
Elévation de température dans le coeur	: 38,7°C
Température moyenne dans la cuve	: 304,5°C
Température moyenne dans le coeur	: 305,3°C
- Transfert de chaleur	
Surface de transfert de la gaine	: 4520 m^2
Flux thermique moyen	: 600 kW/m^2
Flux thermique maximal	: 1440 kW/m^2
Puissance linéique moyenne	: 17,8 kW/m^2
Puissance linéique maximale	: 43 kW/m
Température maximale du centre de la pastille en surpuissance	: 2430°C
- DNB	
DNBR minimal en surpuissance	: 1,30
- Pertes de charge	
A travers un assemblage	: # 1,27 bar
A travers le coeur	: # 2,1 bar
- Section de passage du réfrigérant	: # 3,86 m^2

TABLEAU I/6.1.5 : Caractéristiques de conception du coeur de BUGEY 2

Enfin, rappelons que pour éviter la crise d'ébullition, on ne doit pas atteindre le flux critique et par conséquent le rapport d'échauffement critique doit toujours rester supérieur à 1,3 ($\emptyset_{crit}/\emptyset > 1,3$).

Nous présentons dans le tableau I/6.1.5 les principales caractéristiques thermohydrauliques.

I-6-2 - Caractéristiques spécifiques du réacteur avec un combustible ThO_2

Le but de la thèse étant essentiellement, rappelons-le, de montrer comment on pourrait démarrer le cycle du thorium dans les réacteurs à eau ordinaire, nous nous imposons de conserver la géométrie du coeur et de ses divers constituants. Seul la composition de l'oxyde sera modifiée dans nos études.

Par conséquent toutes les données géométriques indiquées précédement sont reprises dans l'ensemble de cette étude. De même pour les structures annexes : "squelette" des assemblages (tubes guides et grilles), gaines en Zircaloy des crayons combustible, nature des crayons absorbants, bore soluble dans l'eau, réflecteurs ...

Toutefois la nature du combustible étant différente, nous aurons quelques caractéristiques spécifiques qui sont :

- la densité
- la température de fusion
- la conductibilité thermique
- la température effective du combustible.

La masse volumique de l'oxyde de thorium est inférieure à la densité de l'UO_2 de 10% environ ; elle vaut 10,00 g/cm^3 (densité théorique).

La masse volumique du combustible, lorsque le réacteur est en régime nominal, sera prise égale à :

$$\varphi_{ThO_2} = 9,7 \text{ g/cm}^3 \quad [27]$$

La puissance thermique du coeur est de 2775 MWth. Compte tenu de la masse volumique du ThO_2, la masse volumique des noyaux lourds seuls est environ de 8,53 g/cm^3. La masse totale des noyaux lourds présents dans le coeur est de 68 tonnes. La puissance massique que nous devrons prendre en compte est donc : 40,8 MW/t (pour un combustible à uranium elle était égale à 38,3 MW/t soit inférieure de 6% environ).

Le point de fusion du ThO_2 est de 3300°C contre 2500°C pour l'UO_2. Le ThO_2 est l'un des oxydes réfractaires qui a la température de fusion la plus élevée et qui est le plus stable à haute température.

.../...

LA CONDUCTIBILITE THERMIQUE

La conductibilité thermique du ThO est moins bonne que celle de l'UO_2 . Elle est indiquée dans le tableau I/6.2.1.

T(°C)	λ (W/cm.°C) ThO_2	λ (W/cm.°C) UO_2
100	0,103	0,105
200	0,086	0,0815
400	0,060	0,0590
600	0,044	0,0452
800	0,034	0,0376
1 000	0,031	0,0351
1 200	0,025	

TABLEAU I/6.2.1 : Conductibilité thermique du ThO_2 et de l'UO_2

TEMPERATURE EFFECTIVE DU COMBUSTIBLE

La mauvaise conductibilité du combustible influe, bien sûr, sur la température du combustible et en particulier sur la température au centre du crayon (mais la température de fusion est plus élevée).

Nous considérons, pour un calcul simplifié, que cette conductibilité thermique est constante et nous avons pris :

$$\lambda = 0,033 \text{ W/cm-°C}$$

L'équation de la chaleur s'écrit :

$$\lambda(T_c - T_s) = \frac{PR^2}{4}$$

T_c et T_s sont les températures au centre et à la surface du crayon combustible, R son rayon.

.../...

P est la puissance volumique, elle vaut dans notre cas :

$$P = 40,8 \ \frac{232}{264} \ 9,7 = 347,8 \ W/cm^3$$

La puissance surfacique est alors :

$$\varphi = \frac{PR}{2} = 71,2 \ W/cm^2 \quad \text{avec} \quad \underline{R = 0,4095 \ cm}$$

Quel est alors l'écart de température gaine-oxyde ? Nous avons pris, pour le coefficient d'échange thermique entre la gaine et le combustible, $h = 0,44 \ W/cm^2/°C$.

$$\Delta T = \frac{\varphi}{h} \quad \text{Soit} \quad \Delta T = 162°C$$

Donc la température à la surface du crayon combustible est :

$$T_s = T_g + \Delta T = 306 + 162,8 \approx \underline{468°C}$$

La température au centre du crayon combustible est alors :

$$T_c = T_s + \frac{PR^2}{4\lambda} \quad \text{avec} \quad \lambda = 0,033 \ W/cm\text{-}°C$$

$$\underline{T_c = 910°C}$$

La température effective du combustible est donnée par :

$$T_{eff} = \frac{4}{9} \ T_c + \frac{5}{9} \ T_s = 665°C$$

$$\boxed{T_{eff} \approx 665°C}$$

PROPRIETES CHIMIQUES

Les propriétés chimiques du thorium sont assez semblables à celles de l'uranium. Tous les deux sont des actinides. Ils ont des structures électroniques analogues. La similitude de leurs propriétés chimiques est un avantage car la technologie éprouvée de la chimie de l'uranium pourrait être utilisée pour la fabrication des éléments combustibles à base de thorium.

Enfin pour terminer, nous rappelons dans le tableau I/6.2.2, les principales caractéristiques de l'oxyde de thorium et de l'oxyde d'uranium.

.../...

PROPRIETES	ThO_2	UO_2
Structure cristalline	cubique à face centrée	idem
Densité théorique	10,00	10,96
Point de fusion (°C)	3 300 ± 100	2760 ± 30
Conductibilité thermique (W/cm.°C)		
à 100°C	0,103	0,105
à 600°C	0,044	0,0452
à 1000°C	0,031	0,0351

TABLEAU I/6.2.2 : Principales caractéristiques du ThO_2 et de l'UO_2

II - RECYCLAGE DU PLUTONIUM AVEC LE THORIUM DANS LES RECHARGES

II-1 - Introduction

Dans cette étude, le réseau utilisé a des caractéristiques (mis à part le combustible) identiques à celles du réseau uranium. Le point de fonctionnement de ce réseau (c'est-à-dire le rapport de modération) sera par conséquent le même, soit 1,92.

Si nous examinons la figure II/1.1 donnant le facteur de multiplication infini d'un milieu ThO_2-PuO_2, en fonction du rapport de modération, on s'aperçoit que l'optimum est obtenu pour un rapport de modération égal à 8. Il y a un facteur 4 environ entre le rapport de modération optimum et le point de fonctionnement. On rappelle que pour le réseau UO_2, ce facteur entre le rapport de modération optimum et le point de fonctionnement est égal à 2 environ.

La valeur, deux fois plus élevée, du rapport de modération optimum d'un réseau thorium-plutonium est due à l'importante section macroscopique d'absorption moyenne de ce combustible dans le domaine thermique (résonances des isotopes du plutonium).

L'utilisation de 1,92 conduit à avoir un réseau largement sous-modéré. La figure II/1.2 présente le spectre des neutrons régnant dans un milieu ThO_2-PuO_2. Par comparaison nous donnons aussi dans la figure II/1.3, celui régnant dans un milieu UO_2-PuO_2. Dans les deux cas, le flux présente de profondes dépressions au droit des résonances des isotopes du plutonium, nous observons un *"durcissement"* très important du spectre. On peut remarquer que le spectre est plus *"dur"* encore lorsque l'on recycle en présence du thorium.

Cette sous-modération a pour conséquences principales :

- une diminution de la section microscopique d'absorption moyenne du bore qui est en 1/v, d'où une "chute" de l'efficacité différentielle de celui-ci, compte tenu d'une relative constante de la section macroscopique d'absorption de l'assemblage. En effet si on examine les tableaux II/1.1 et II/1.2, on remarque que l'absorption de 500 ppm de bore dans un milieu UO_2, représente 3,21% de l'absorption totale de l'assemblage. Dans un réseau ThO_2-PuO_2, cette même concentration conduit à une absorption relative de 1,37% (ces valeurs ont été calculées à 20000 MWj/t, le facteur de multiplication infini étant proche de l'unité). L'absorption relative du bore dans un milieu ThO_2-PuO_2 diminue de 57% environ par rapport à son absorption relative dans un milieu UO_2. La section microscopique d'absorption moyenne du bore diminue de 54%, passant de 63 b dans un milieu UO_2 à 29 b dans un milieu ThO_2-PuO_2, alors que l'absorption totale augmente de 7% seulement ;

- une diminution de l'efficacité des grappes de contrôle ;

- la substitution d'un lot uranium par un lot thorium, lors d'une recharge du cycle UO_2, conduira à un coeur mixte composé d'assemblages UO_2 et ThO_2-PuO_2, qui auront des absorptions très différentes. Il existera aux interfaces de ces assemblages des pics de puissance très élevés qui seront le premier problème ardu à résoudre.

.../...

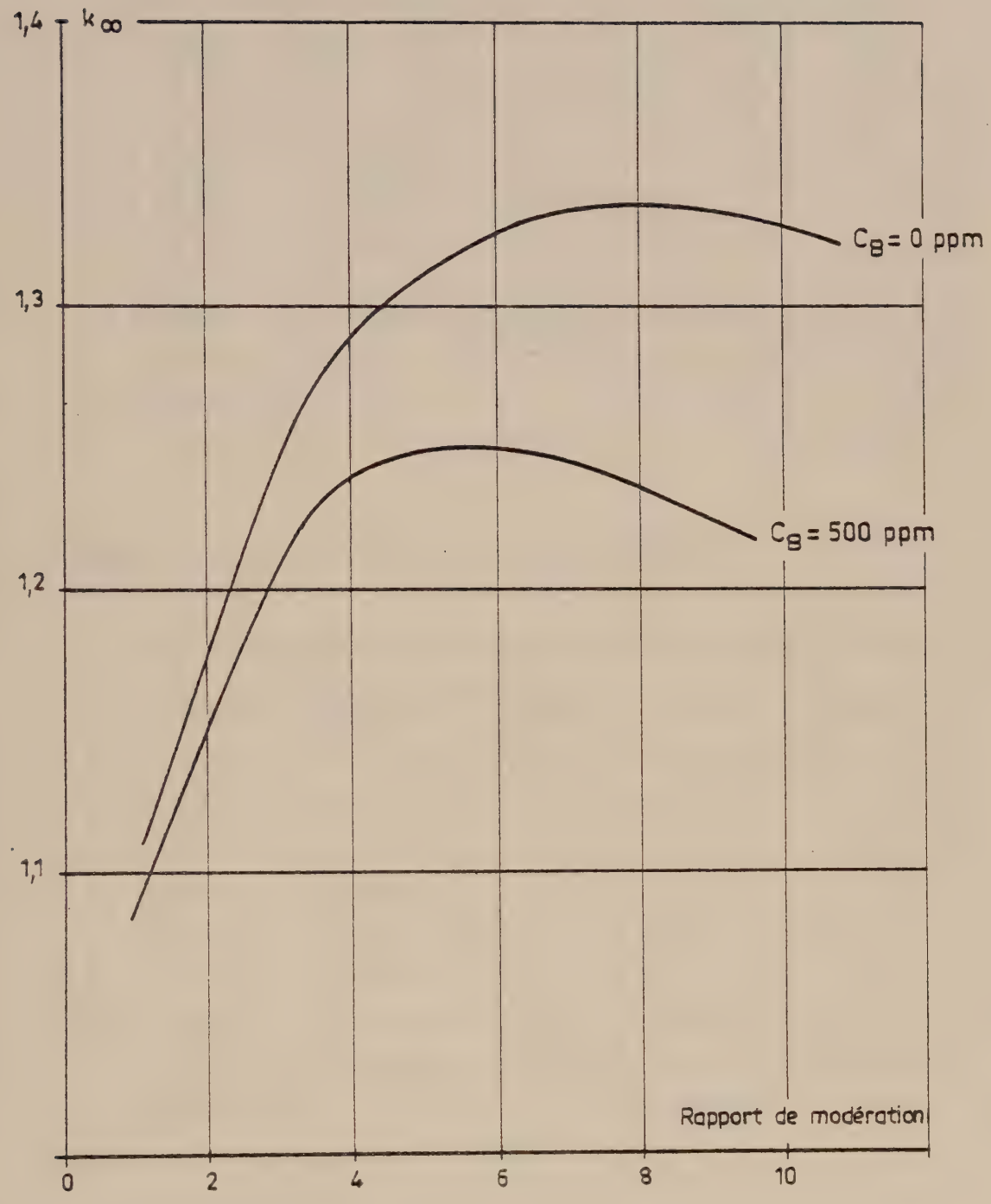


FIGURE II/1.1._ Facteur de multiplication infini en fonction du rapport de modération d'un milieu ThO_2 - PuO_2 (7,27 % de Pu)

ISOTOPE i	Concentration (noyau/cm^3)	σ_a^i (barn)	Σ_a^i (cm^{-1})	$\frac{\Sigma_a^i}{\Sigma_a^{total}}$ (%)
U 238	$66,37 .10^{20}$	0,99	$6,57 .10^{-3}$	28,92
U 235	$1 .10^{20}$	48,52	$4,85 .10^{-3}$	21,35
Pu 239	$0,36 .10^{20}$	145,72	$5,25 .10^{-3}$	23,11
Pu 240	$0,966.10^{19}$	125,74	$1,21 .10^{-3}$	5,32
Pu 241	$0,555.10^{19}$	136,68	$0,76 .10^{-3}$	3,35
Pu 242	$0,119.10^{19}$	24,84	$0,03 .10^{-3}$	0,13
Bore	$0,115.10^{20}$	63	$0,725.10^{-3}$	3,21 %
Assemblage	-	-	$22,517.10^{-3}$	100 %

TABLEAU II/1.1 : Cycle UO_2 3.10 % (20 000 MWJ/T)

ISOTOPE i	Concentration (noyau/cm^3)	σ_a^i (barn)	Σ_a^i (cm^{-1})	$\frac{\Sigma_a^i}{\Sigma_a^{total}}$ (%)
Th 232	$62,16 .10^{20}$	0,76	$4,72.10^{-3}$	19,56
Pu 239	$1,43 .10^{20}$	51,17	$7,32.10^{-3}$	30,33
Pu 240	$0,996.10^{20}$	35,35	$3,52.10^{-3}$	14,58
Pu 241	$0,66 .10^{20}$	53,72	$3,55.10^{-3}$	14,71
Pu 242	$0,305.10^{20}$	18,9	$0,576.10^{-3}$	2,39
Bore	$0,115.10^{20}$	29	$0,33.10^{-3}$	1,37
Assemblage			$24,136.10^{-3}$	100 %

TABLEAU II/1.2 : Cycle ThO_2 - PuO_2 - 7,27 % (20 000 MWJ/T)

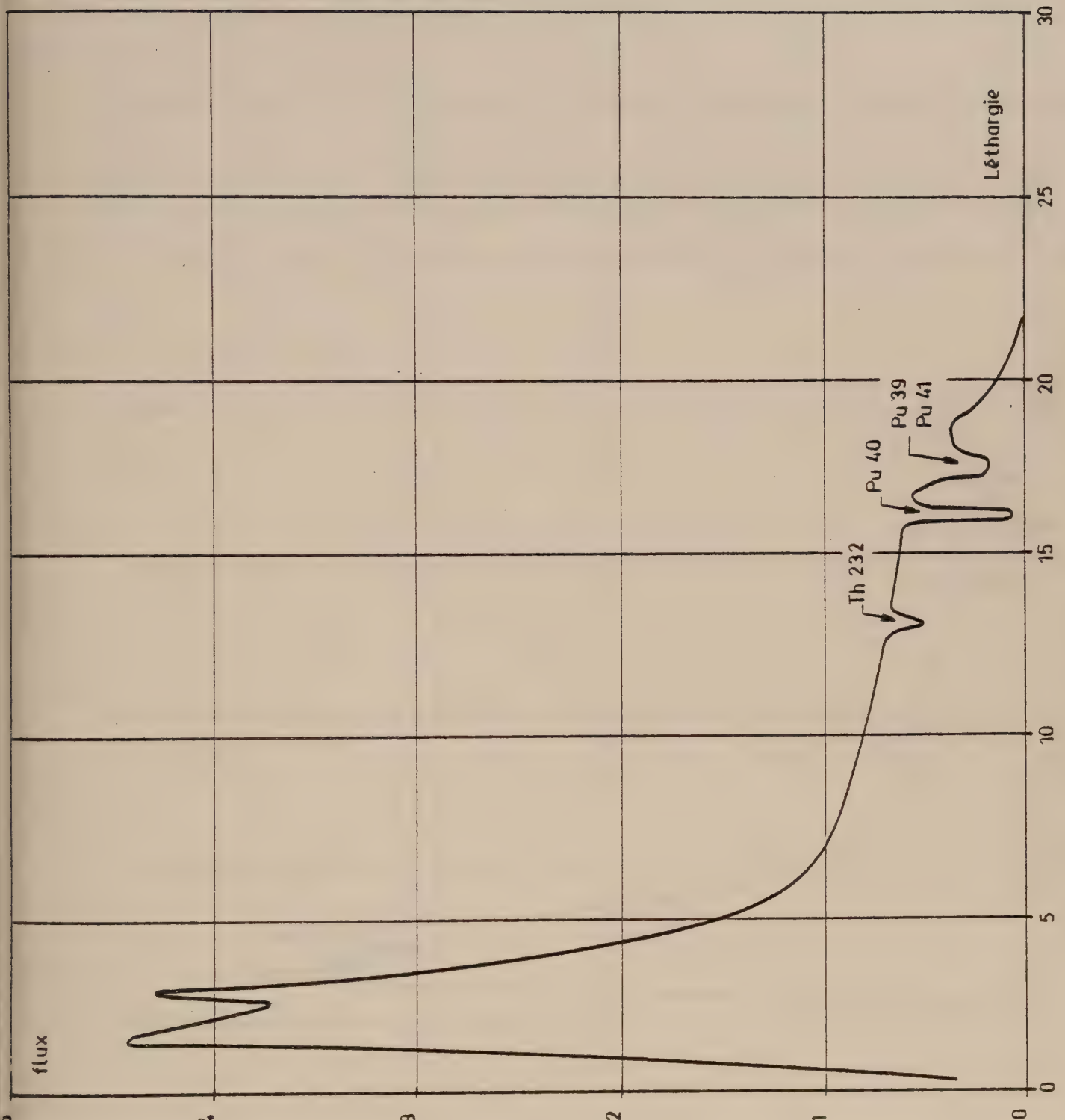


FIGURE II/1.2._Spectre des neutrons régnant dans une cellule $Th\,O_2$ - $Pu\,O_2$

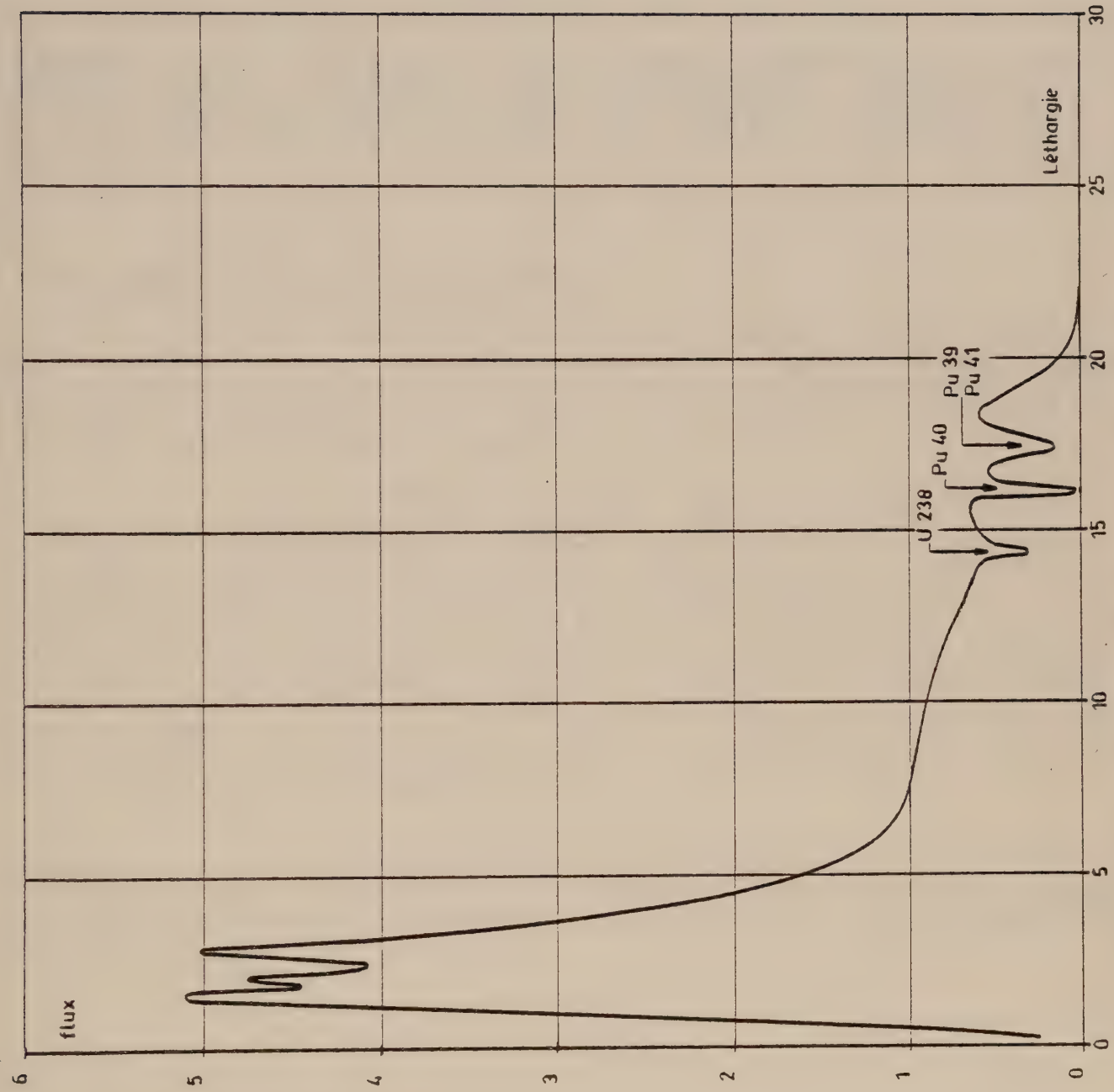


FIGURE II/1.3.- Spectre des neutrons régnant dans une cellule UO_2-PuO_2

En revanche l'utilisation d'un petit rapport de modération a pour avantage :

- de pouvoir utiliser des concentrations en bore importantes, comme nous le verrons par la suite ;

- d'avoir un facteur de conversion élevé.

Remarque : La faible valeur de l'efficacité différentielle du bore conduira a imposer des teneurs en bore très élevées pour compenser les excés de réactivité au début des cycles. Le fait d'avoir un réseau très sous-modéré permettra d'assurer le bon fonctionnement du coeur pour ces teneurs-là.

II-2 - Calculs de cellule et d'évolution

Les calculs d' évolution ont montré que la teneur en plutonium du combustible devait être égale à 7,267% (5,20% en plutonium fissile) pour avoir une longueur de campagne de l'ordre de 10500 à 10600 MWj/t. Ces irradiations correspondent à 257 et à 260 jours de fonctionnement à pleine puissance.

On a représenté sur la figure II/2.1 l'évolution du facteur de multiplication infini pour la cellule de référence UO_2 à 3,10% et la cellule ThO_2-PuO_2 à 7,27%. Dans le deuxième cas le k_∞ décroît moins vite, ceci est dû à une conversion meilleure, à un spectre plus dur rendant les produits de fission moins absorbants,... La réserve de réactivité en début de vie est inférieure à celle du cas de référence. On remarque très bien aussi, l'influence de la longue période de décroissance du Pa 233 (27 j). En effet, la courbe de réactivité décroît très vite en début de vie, elle se "redresse" au-delà de 1000 MWj/t, ce qui correspond approximativement pour une puissance massique de 40,8 MW/t, à une période de décroissance du Pa 233.

Remarque : L'oxyde de thorium étant moins dense que l'oxyde d'uranium, la puissance massique sera plus élevée. Si l'on veut conserver une puissance totale et une longueur de campagne identique, l'irradiation du combustible sera plus grande.

.../...

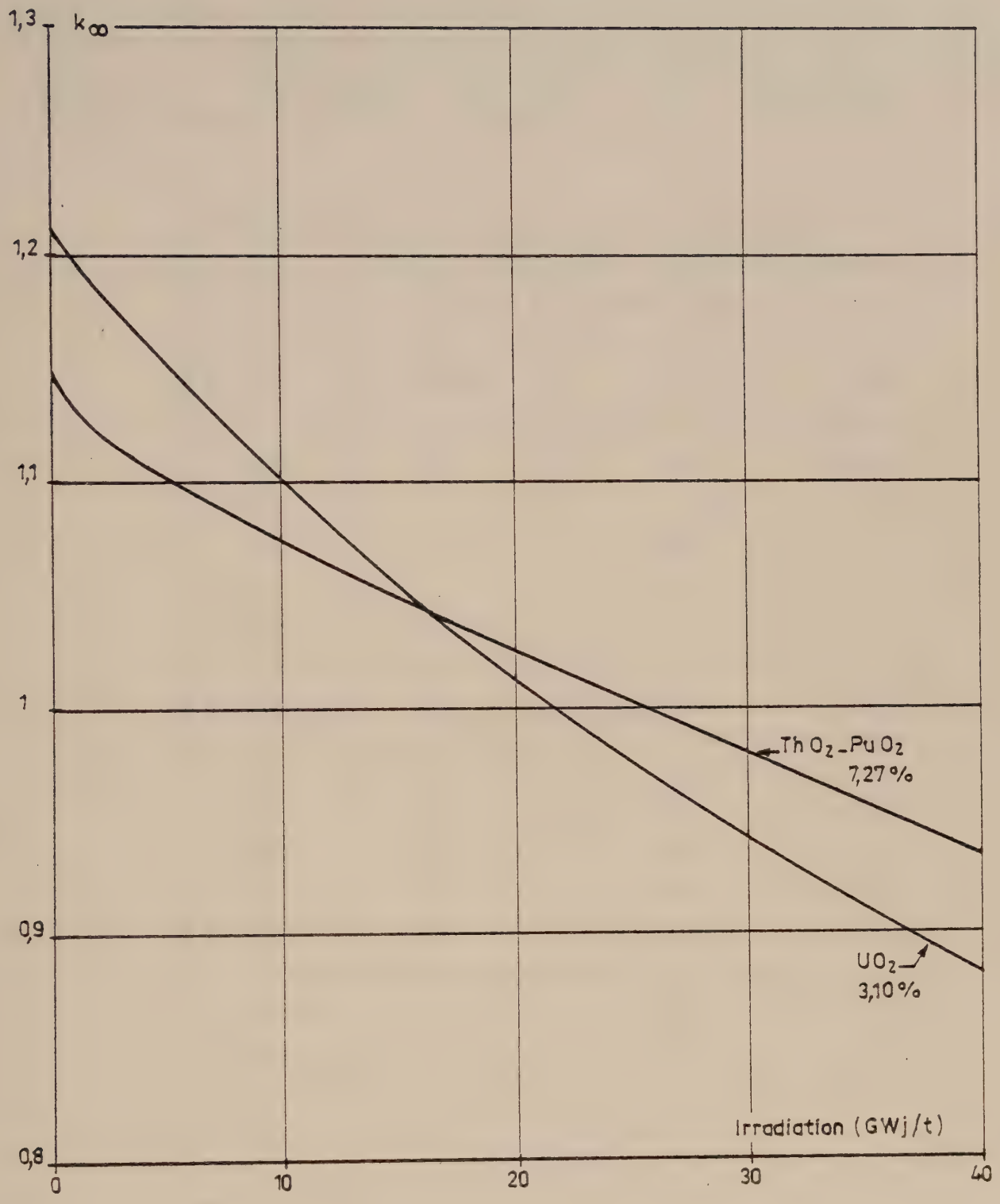


FIGURE II/2.1._Evolution du facteur de multiplication infini d'une cellule UO_2 et d'une cellule ThO_2-PuO_2 (C_B = 500 ppm)

EVOLUTION DES NOYAUX LOURDS - BILANS MATIERES

Les évolutions des principaux noyaux lourds sont portées sur la figure II/2.2 en fonction du taux de combustion. Les bilans matières sont représentés sur les tableaux II/2.1 et II/2.2. La concentration en Pa 233 croît très vite jusqu'à 4000 MWj/t, puis elle augmente pratiquement linéairement. Ceci est dû à l'augmentation progressive du flux pendant l'irradiation, comme le montre la figure II/2.3.

ISOTOPES	MASSES CHARGEES BOL (0 MWj/t) Kg	MASSES DECHARGEES EOL (32 000 MWj/t) Kg	BILAN Kg
Th 232	20 640	20 260	- 350
Pa 233	-	20	+ 20
U 232	-	1,30	+ 1,30
U 233	-	238	+ 238
U 234	-	19	+ 19
U 235	-	3	+ 3
U TOTAL + Pa 233	-	281	+ 281
Pu 238	16	16	-
Pu 239	935	284	- 651
Pu 240	357	300	- 57
Pu 241	223	209	- 14
Pu 242	87	119	+ 32
Pu fissile	1 158	493	- 665
Pu total	1 618	928	- 690
Am 41	-	12	+ 60
Cm 42	-	3	
Am 43	-	34	
Cm 44	-	11	
TOTAL	22 258	21 528	- 730

TABLEAU II/2.1 : Bilans matières du cycle ThO_2-PuO_2 (7,27 %) à l'équilibre (valeurs arrondies au Kg, sauf U 232)

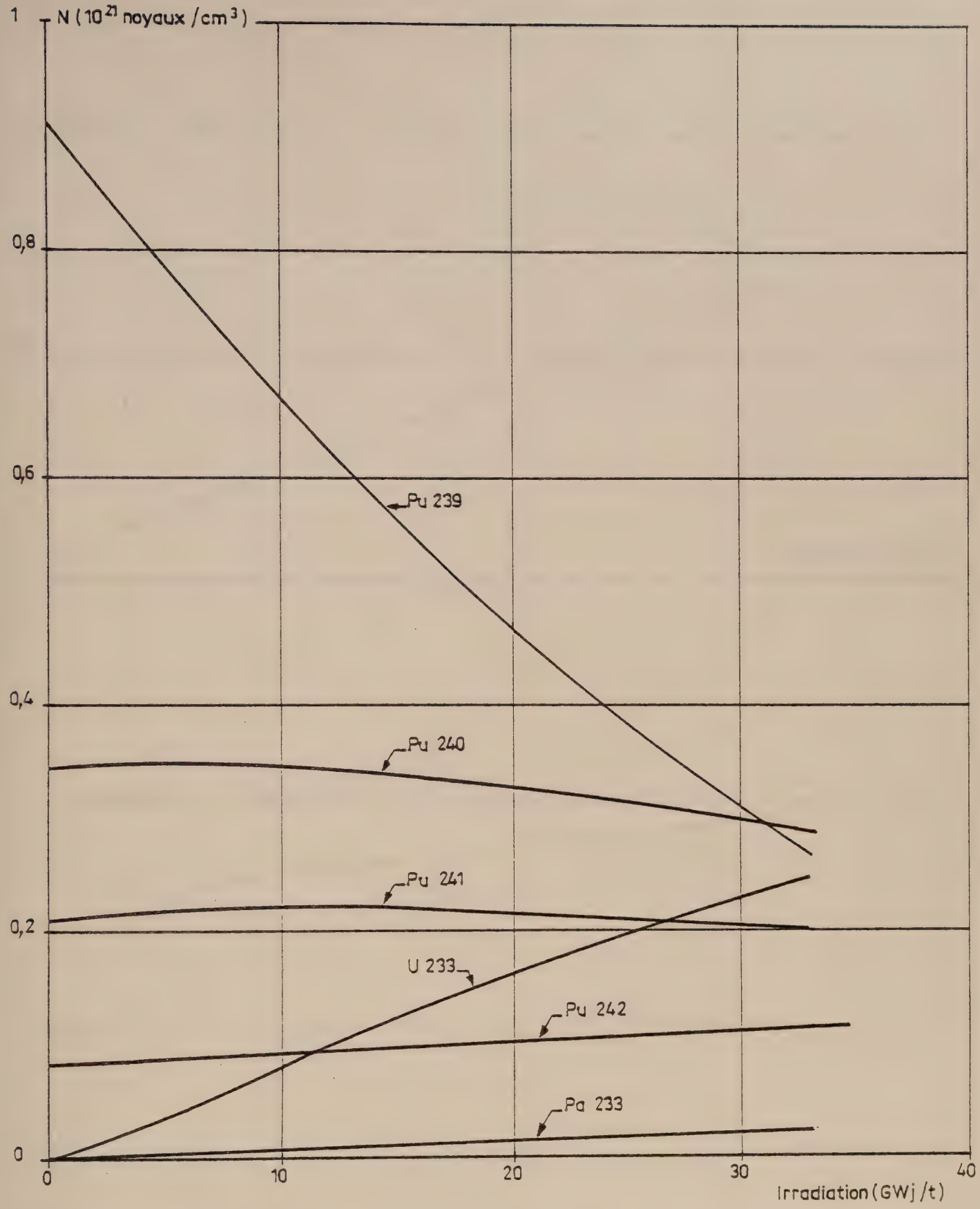
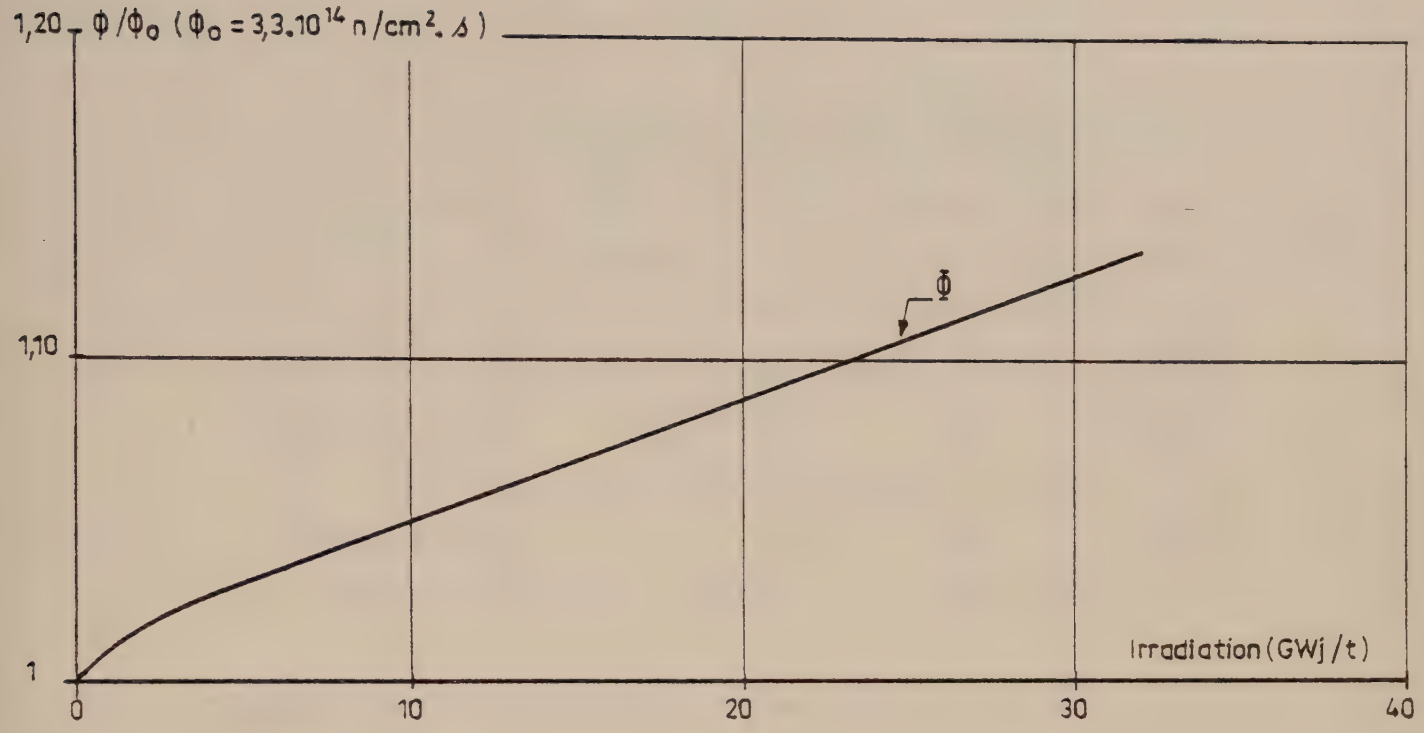


FIGURE II / 2.2. – Evolution des noyaux lourds dans un milieu $ThO_2 - PuO_2$ (7,27 %)



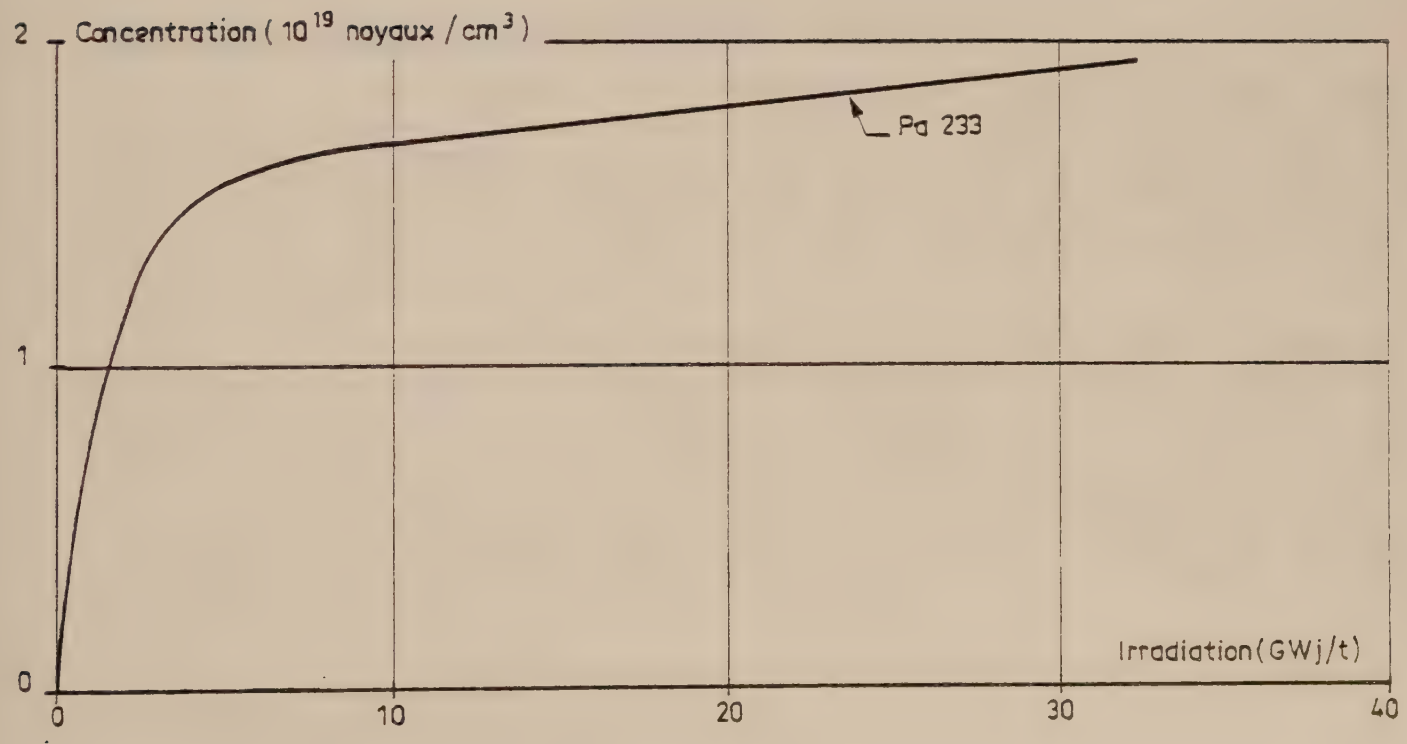


FIGURE II/ 2.3._Evolution du flux et de la concentration en Pa 233 dans un milieu ThO_2 - PuO_2 (7,27 %)

	MASSES CHARGEES BOL Kg	MASSES DECHARGEES EOL Kg	ΔM Kg
Th 232	20 640	20 260	- 380
Pu total	1 618	928	- 690
Pu fissile	1 158	493	- 665
U233 + Pa233	-	258	+ 258

TABLEAU II/2.2 : Bilans matières simplifiés

FACTEURS DE CONVERSION ET FACTEURS D'EQUIVALENCES

Le facteur de conversion, qui est une notion très imprécise car elle ne prend pas en compte la qualité des noyaux, est défini comme le rapport du nombre de noyaux fissiles créés par capture des neutrons dans les noyaux fertiles par unité de temps au nombre de noyaux fissiles "disparaissant" par unité de temps. C'est donc le rapport du taux de production au taux de disparition des noyaux fissiles par neutrons de toute énergie.

Ce facteur est représenté sur la figure II/2.4. Il augmente en cours d'irradiation de 25% (de 0 à 32000 MWj/t). Cette augmentation est due d'une part à l'augmentation des taux de capture dans les éléments fertiles (le flux augmente) et d'autre part à la diminution du taux d'absorption totale dans les éléments fissiles (décroissance du Pu 239, le Pu 241 étant à peu près stable, l'U 233 et l'U 235 augmentant). De 0 à 32000 MWj/t, les taux de capture dans les éléments fertiles augmentent de 20% et les taux d'absorption dans les éléments fissiles diminuent de 5%.

Le facteur de conversion moyen de trois cycles d'irradiation est égale à :

$$\bar{C} = 0,64$$

(Il a été calculé comme étant le rapport du nombre total de noyaux fissiles déchargés au nombre total de noyaux fissiles initiaux).

.../...

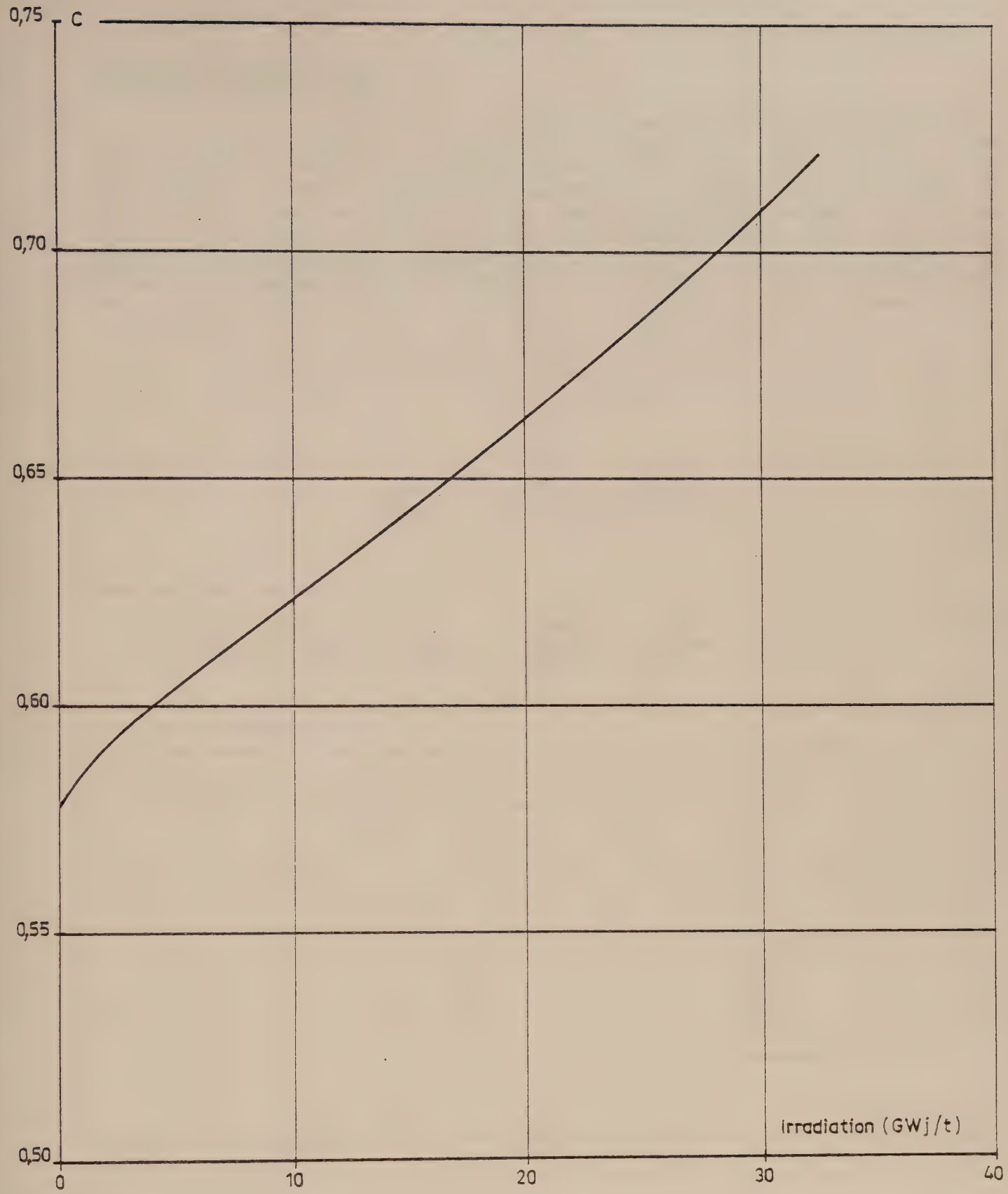


FIGURE II/2.4._ Evolution du facteur de conversion

FACTEURS D'EQUIVALENCES

La définition du facteur de conversion est comme on l'a vu plutôt imprécise, en effet neutroniquement des noyaux comme l'U 235, le Pu 239 et l'U 233, ne se "ressemblent" pas. Si à la fin d'un cycle on trouve les mêmes quantités d'U 235 ou de Pu 239 ou d'U 233, cela ne veut pas dire que leur réutilisation donnera les mêmes résultats et profits. Il faut, par conséquent, tenter de définir des facteurs d'équivalences entre ces noyaux fissiles, analogues aux équivalences entre isotopes pour les FBR. On peut écrire en première approximation, pour une cellule infinie et à un groupe d'énergie (voir annexe III).

$$\frac{\delta k^{233}}{k} = \frac{(\nu_3 \sigma_f^{233} - k \sigma_a^{233})}{\sum_i \nu_i \sigma_{fi} N_i}$$

de même :

$$\frac{\delta k^{235}}{k} = \frac{(\nu_5 \sigma_f^{235} - k \sigma_a^{235})}{\sum_i \nu_i \sigma_{fi} N_i}$$

Donc on peut écrire :

$$\frac{\delta k^{233}}{\delta k^{235}} = \frac{\delta k^{233}}{k} \quad \frac{k}{\delta k^{235}} = \frac{\nu_3 \sigma_f^{233} - k \sigma_a^{233}}{\nu_5 \sigma_f^{235} - k \sigma_a^{235}} = \omega^{233/235}$$

A la criticité, soit $k \approx 1$

$$\omega^{233/235} = \frac{\nu_3 \sigma_f^{233} - \sigma_a^{233}}{\nu_5 \sigma_f^{235} - \sigma_a^{235}} = \frac{\eta_{233} - 1}{\eta_{235} - 1} \quad \frac{\sigma_a^{233}}{\sigma_a^{235}}$$

De même on a l'expression du facteur d'équivalence U 233 - Pu 239.

$$\omega^{233/239} = \frac{\nu_3 \sigma_f^{233} - \sigma_a^{233}}{\nu_9 \sigma_f^{239} - \sigma_a^{239}} = \frac{\eta_{233} - 1}{\eta_{239} - 1} \quad \frac{\sigma_a^{233}}{\sigma_a^{239}}$$

Nous présentons dans le tableau II/2.3, les facteurs d'équivalence entre l'U 233, l'U 235, le Pu 241 et le Pu 239, en début et fin d'irradiation.

.../...

	0 MWj/T		32 000 MWj/T	
	$\omega^{j/39}$	Concentrations 10^{21} noyaux/cm^3	$\omega^{j/39}$	Concentrations 10^{21} noyaux/cm^3
U 233	0,99	-	0,74	0,235
U 235	0,47	-	0,42	0,003
Pu 239	1,00	0,902	1,00	0,273
Pu 241	1,56	0,213	1,40	0,200

TABLEAU II/2.3 : Facteurs d'équivalences

On rappelle que le facteur de conversion moyen est égale à :

$$\overline{C} = 0,64$$

En tenant compte des équivalences, ce facteur de conversion est alors égal à :

$$\overline{C} = 0,59$$

.../...

II-3 - Problèmes d'interface dans un coeur mixte

Lors d'un rechargement d'un PWR dont le cycle UO_2 est à l'équilibre, on envisage de remplacer le lot uranium par un lot thorium-Pu. Il y aura dans le réacteur des interfaces entre zones de caractéristiques différentes. Nous aurons d'une part des différences d'absorptions importantes et d'autre part des transitoires de spectre à ces interfaces. Des pics de puissances très importants peuvent apparaître aux voisinages de ces interfaces.

Une solution pour les atténuer sera de faire un zonage, en utilisant des crayons ayant des proportions en Pu différentes afin de réduire les discontinuités brutales d'interface. Pour minimiser le coût de fabrication de ces assemblages, il faudra trouver un compromis entre une bonne distribution de puissance dans un assemblage et un zonage pas trop compliqué. Une solution envisagée est représentée sur la figure II/3.1 où on utilise un jeu de trois proportions en plutonium :

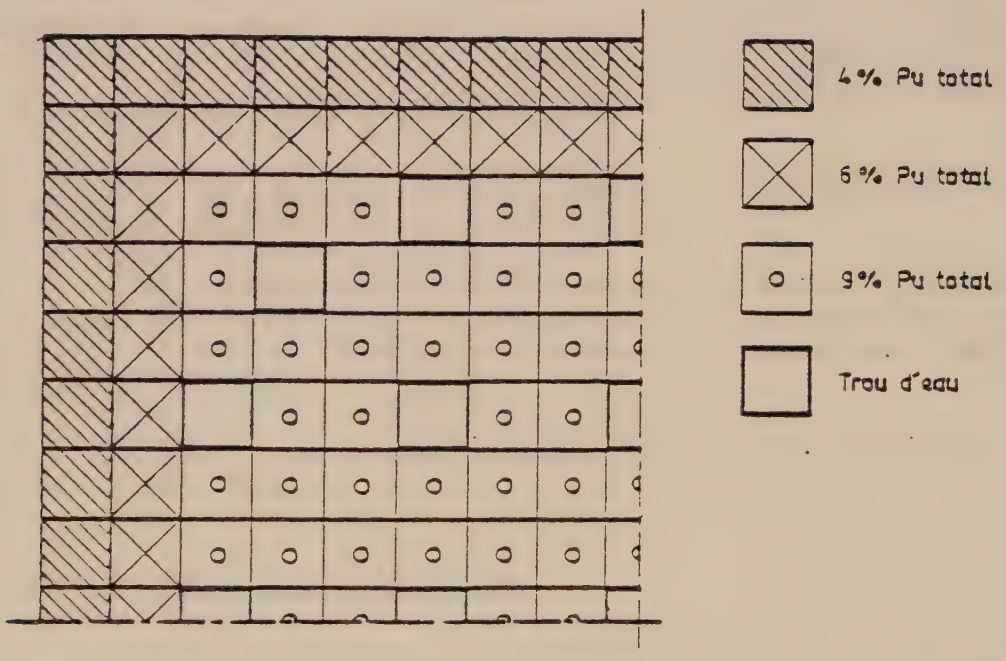


FIGURE II / 3.1 - Dessin des assemblages combustibles

Ce zonage a été choisi pour respecter le bilan matière sur l'assemblage. Cette répartition des différentes proportions en Pu à l'intérieur de l'assemblage crée une structure fine de flux qui est prise en compte pour déterminer la valeur du pic de puissance sur le coeur.

.../...

II-4 - Calculs de coeur - Dans le cas où tous les assemblages de la recharge sont composés d'oxyde mixte ThO_2-PuO_2

On étudie maintenant le chargement de ces assemblages dans un coeur UO_2 à l'équilibre. La stratégie de gestion du combustible adoptée dans cette étude consiste à recharger le coeur annuellement par tiers comprenant 52 assemblages neufs, et à décharger les 52 assemblages les plus irradiés (qui ont subi 3 cycles d'irradiation). L'option prise pour l'assemblage central est de réutiliser pour un quatrième cycle l'assemblage le moins irradié du lot déchargé. Celui-ci comprend alors 51 assemblages ayant subi 3 cycles d'irradiation et l'assemblage central qui en a subi 4.

Les plans de rechargement ont été déterminés avec les contraintes suivantes :

1) une durée de cycle la plus proche possible du cas de référence, c'est-à-dire le cycle UO_2. L'excédent en réactivité au cours du cycle est compensé par du bore soluble. Un cycle sera déclaré terminé lorsque la concentration en bore soluble atteint 60 ppm (250 pcm environ en fin de vie). La figure II/4.2.7 représente l'évolution de la concentration en bore au cours d'un cycle à l'équilibre ;

2) respect du critère sur le facteur de l'élévation d'enthalpie qui se traduit par la contrainte $Fxy < 1,435$.

Nous présentons dans le paragraphe suivant les principales caractéristiques du cycle UO_2 auxquelles nous comparerons celles des premiers cycles (1 et 2), lorsque nous aurons un coeur constitué d'assemblages UO_2 et ThO_2-PuO_2.

Enfin, nous continuerons par une étude des cycles jusqu'au nouvel équilibre.

II-4-1 - Coeur UO_2 de référence

L'enrichissement du combustible des recharges pour le coeur uranium de référence est de 3,10% en U 235. Dans les conditions nominales de fonctionnement, la longueur du cycle à l'équilibre a été évaluée à 10600 MWj/t environ.

On présente dans les figures I/4.1.1. et I/4.1.2 les distributions de puissance par assemblage en début et fin de cycle. Le plan de chargement-repositionnement adopté à l'équilibre est indiqué sur la figure I/4.1.3.

Le tableau II/4.1.1 donne les irradiations moyennes et cumulées de chaque lot au cours du cycle. Le tableau II/4.1.2 indique, au cours du cycle, la concentration en bore soluble et la valeur du pic de puissance (ou facteur de point chaud) [28].

.../...

	H	G	F	E	D	C	B	A
8	1,05 1,10	1,29 1,32	1,09 1,14	1,28 1,32	1,05 1,14	1,14 1,17	0,88 0,98	0,71 0,93
9	1,28 1,32	1,30 1,34	1,07 1,12	1,30 1,34	1,18 1,27	1,01 1,08	1,12 1,22	0,58 0,92
10	1,09 1,13	1,07 1,12	1,19 1,23	1,09 1,15	1,11 1,20	1,01 1,07	0,91 1,14	
11	1,27 1,31	1,29 1,33	1,09 1,16	1,13 1,19	0,93 1,01	1,08 1,19	0,62 1,00	
12	1,04 1,13	1,16 1,26	1,09 1,19	0,92 1,00	0,94 1,01	0,63 0,94		
13	1,12 1,14	0,99 1,05	0,97 1,03	1,06 1,17	0,62 0,93			
14	0,86 0,96	1,09 1,20	0,88 1,10	0,60 0,97				
15	0,70 0,91	0,56 0,90						

XXX	Puissance relative
YYY	Pic de puissance

FIGURE II/4.1.1. – Cœur UO_2

Distribution de puissance par assemblage

cycle à l'équilibre, BOL, xénon saturé

	H	G	F	E	D	C	B	A
8	0,96	1,14 1,16	1,02	1,16	1,03	1,13	0,91	0,80
9	1,13	1,16 1,18	1,00 1,02	1,19 1,21	1,13	1,03	1,13	0,64
10	1,02	1,00	1,11	1,04	1,11	1,03	0,94	
11	1,16	1,19 1,21	1,04	1,15	0,97	1,13	0,67	
12	1,03	1,13	1,11	0,97	1,03	0,70		
13	1,13	1,02	1,02	1,13	0,70			
14	0,91	1,13	0,94	0,67				
15	0,81	0,64						

XXX	Puissance relative
YYY	Pic de puissance

FIGURE II/4.1.2. - Cœur UO_2

Distribution de puissance par assemblage

cycle à l'équilibre, EOL

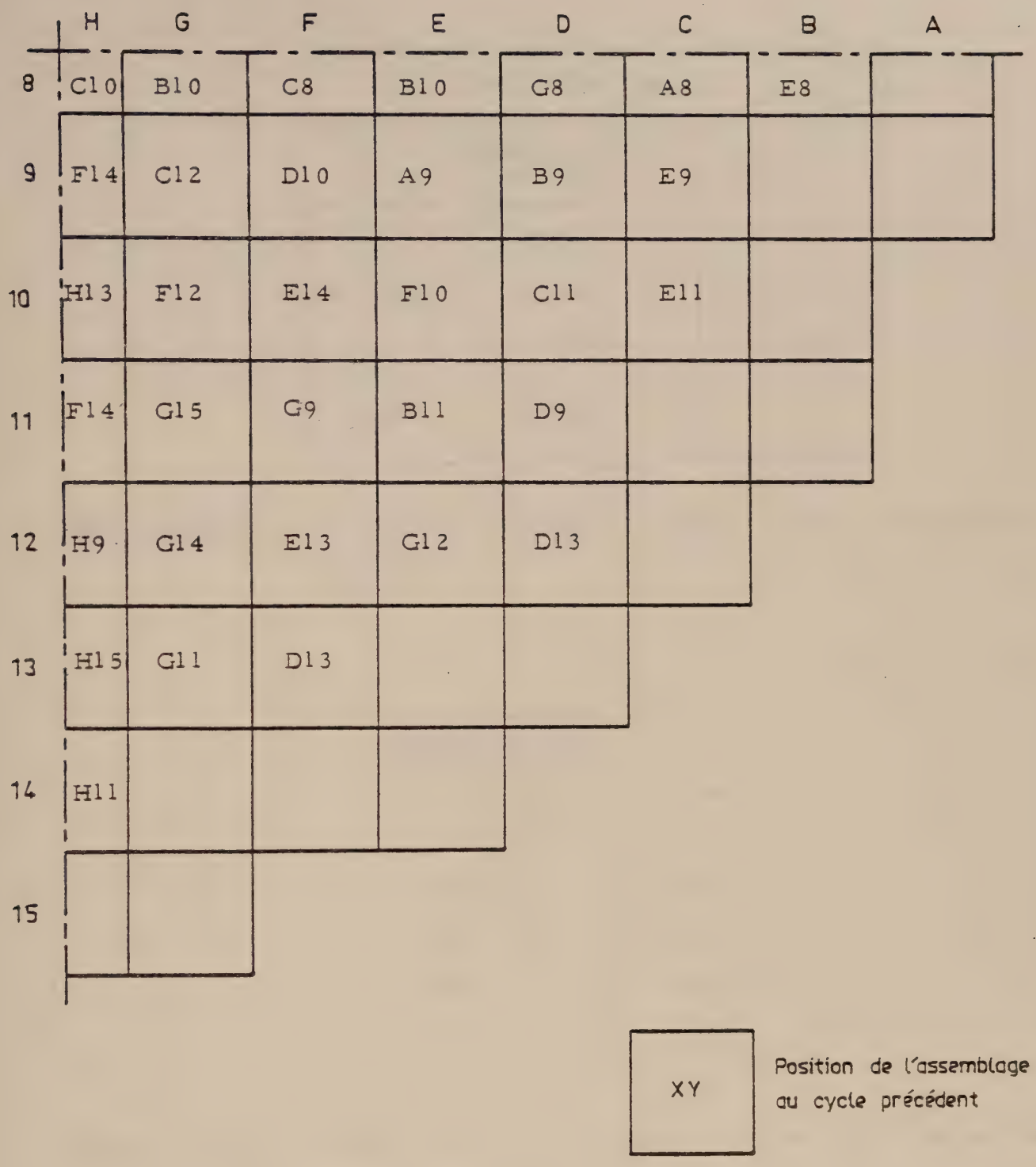


FIGURE II/4.1.3. - Cœur UO_2

Plan de chargement-repositionnement, cycle à l'équilibre

REGION	IRRADIATION (MWj/T)	
	MOYENNE AU COURS DU CYCLE	CUMULEE
n	10 655	32 140
n+1	12 190	21 505
n+2	8 925	8 925
COEUR	10 600	

TABLEAU II/4.1.1 : Irradiation intégrée par région - Cycle à l'équilibre Coeur UO_2

IRRADIATION (MWj/T)	C_B (ppm)	Fxy
0 sans Xe	1 410	1,365
0 avec Xe	1 110	1,340
2 000	873	1,302
6 000	450	1,220
10 600	6	1,208

TABLEAU II/4.1.2 : Concentration en bore soluble et valeur du pic de puissance Cycle à l'équilibre - Coeur UO_2

II-4-2 - Etude du cycle PuO_2-ThO_2

CYCLE 1

Le cycle UO_2 étant à l'équilibre, on recharge 52 assemblages au thorium-plutonium en périphérie du coeur. La longueur de ce premier cycle est alors de 9250 MWj/t soit 227 jours de fonctionnement à pleine puissance (noté JEPP). Les tableaux II/4.2.1 et II/4.2.2 fournissent respectivement, les irradiations intégrées au cours du cycle et cumulées par lot, les évolutions de la concentration en bore soluble, le facteur de point chaud.

REGION	IRRADIATION (MWj/T)		Nature du lot
	Intégrée au cours du cycle	Cumulée	
n+1	9 460	31 430	U
n+2	11 400	20 500	U
n+3	6 866	6 866	Th-Pu
Coeur	9 250		

TABLEAU II/4.2.1 : Coeur mixte UO_2/ThO_2-PuO_2- Irradiation intégrée par région. Cycle 1

.../...

IRRADIATIONS (MWj/T)	C_B (ppm)	EFFICACITE (pcm/ppm)	Fxy
0 avec Xe	1 130	- 7,10	1,472 (G14)
1 000	982	- 7,15	1,487 (G10)
6 000	377	- 7,65	1,416 (E9)
9 250	40	- 7,94	1,437 (E13)

TABLEAU II/4.2.2 : Coeur mixte UO_2/ThO_2-PuO_2 · Concentration et efficacité différentielle du bore critique. Valeur du pic de puissance. Cycle 1

Les figures II/4.2.1 et II/4.2.2 présentent les distributions de puissances relatives en début et fin du premier cycle. Les puissances relatives de certains assemblages sont élevées. A cause des différences d'absorption entre les assemblages UO_2 et ThO_2-PuO_2, le facteur de point chaud est légèrement supérieur à 1,435.

La figure II/4.2.3 indique le plan de chargement de ce premier cycle. Il est identique à celui du cycle de référence, mis à part l'assemblage central.

.../...

	H	G	F	E	D	C	B	A
8	1,080	1,317	1,131	1,297	1,063	1,130	0,815	0,678
9	1,315	1,342	1,113	1,330	1,179	0,968	1,052	0,555
10	1,130	1,110	1,296	1,117	1,118	0,906	0,847	
11	1,290	1,328	1,109	1,179	0,898	1,025	0,579	
12	1,067	1,184	1,124	0,902	0,899	0,661		
13	1,141	0,982	0,938	1,040	0,666			
14	0,824	1,067 1,472	0,863	0,589				
15	0,690	0,562						

XXX	Puissance relative
YYY	Pic de puissance

FIGURE II/4.2.1. - Cœur mixte UO_2 / ThO_2 - PuO_2

Distribution de puissance par assemblage

Premier cycle, BOL

	H	G	F	E	D	C	B	A
8	1,070	1,254	1,130	1,267	1,104	1,169	0,837	0,648
9	1,251	1,277	1,111	1,301	1,205	1,014	1,005	0,529
10	1,130	1,107	1,278	1,144	1,166	0,945	0,810	
11	1,263	1,296	1,136	1,226	0,965	0,999	0,558	
12	1,100	1,203	1,165	0,965	0,952	0,660		
13	1,168	1,017	0,962	1,003 1,437	0,661			
14	0,840	1,007	0,815	0,561				
15	0,650	0,530						

XXX	Puissance relative
YYY	Pic de puissance

FIGURE II/4.2.2. - Cœur mixte UO_2 / ThO_2 - PuO_2

Distribution de puissance par assemblage

Premier cycle, EOL

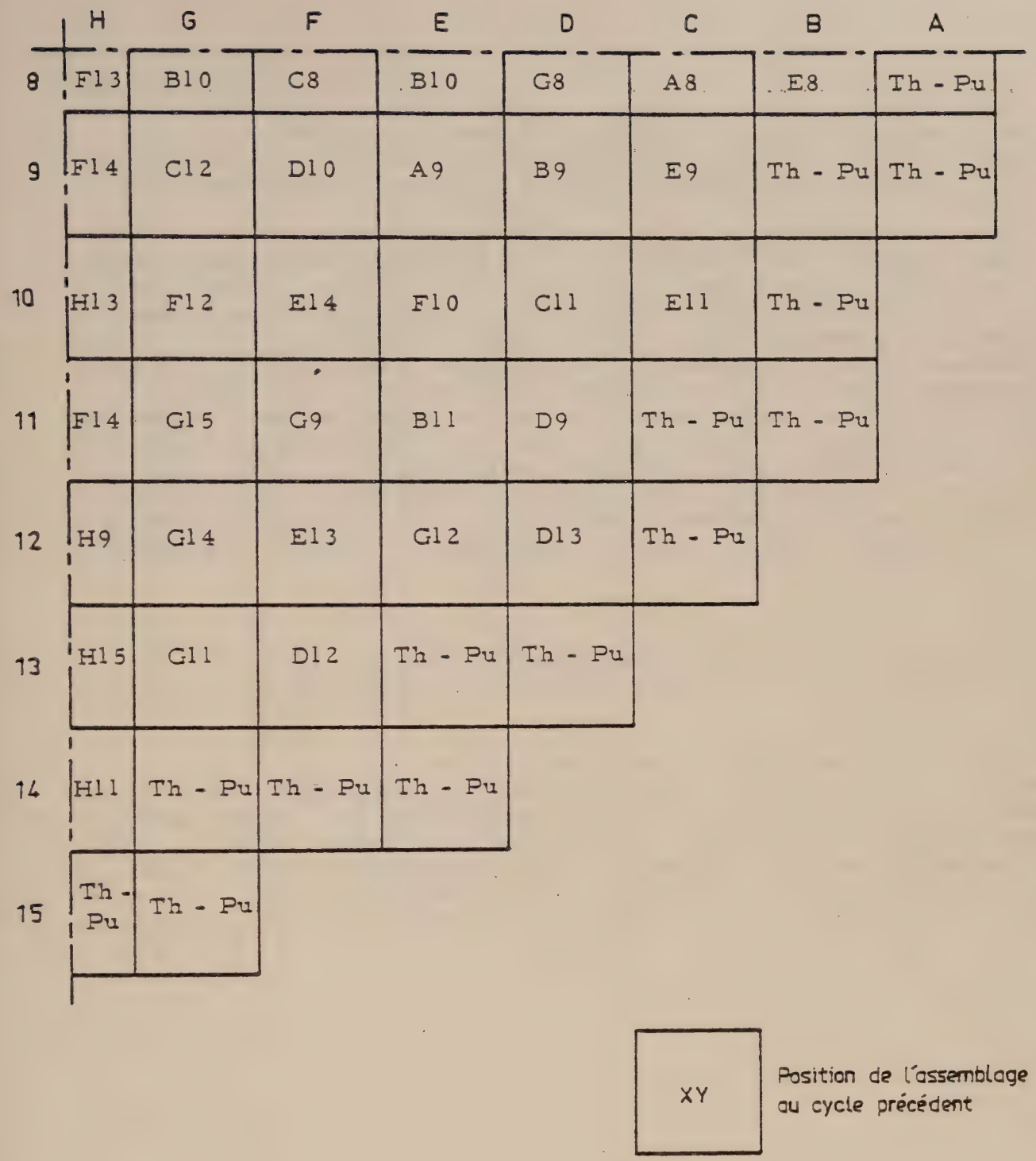


FIGURE II/4.2.3._ Cœur mixte UO_2/ThO_2-PuO_2

Plan de chargement-repositionnement, premier cycle

CYCLE 2

Dans une première étude, nous avons adopté pour ce deuxième cycle, le plan de chargement du premier cycle qui est celui du cycle de référence (exception faite de l'assemblage central).

Les tableaux II/4.2.3 et II/4.2.4 présentent les caractéristiques principales de ce cycle. La longueur de campagne est égale à 9825 MWj/t, soit 241 jepp. Le coeur est constitué aux deux tiers d'assemblages ThO_2-PuO_2 . L'efficacité différentielle du bore "chute" jusqu'à - 4,7 pcm/ppm en début de cycle, puis augmente progressivement jusqu'à - 5,2 pcm/ppm au cours de l'irradiation. Nous observons bien ici, le phénomène déjà mis en évidence auparavant : le durcissement importa du spectre des neutrons est la principale cause de la diminution de l'efficacité différentielle du bore, sa section d'absorption étant en 1/v. Au cours de l'irradiation cette efficacité différentielle du bore augmente, car, contrairement au cycle UO_2 , la proportion de plutonium diminue, une partie de celui-ci étant remplacé par de l'U 233, qui a tendance à ramollir le spectre des neutrons (figure II/4.2.8).

La section d'absorption microscopique moyenne du bore augmente entre 0 et 12000 MWj|t de 26,4 barn à 28 barn (+ 6%).

Le pic de puissance est très supérieur à 1,435 ceci est dû aux mauvaises distributions dans le réacteur des puissances moyennes dans les assemblages (figure II/4.2.4). Certains assemblages dégagent une puissance supérieure à plus de 40% de la puissance moyenne du coeur. On a alors essayé d'optimiser ce plan de chargement, afin "d'aplatir" cette distribution de puissance et d'essayer de trouver une solution correcte. Ce sera le cycle 2^{bis} que nous allons examiner à présent.

.../...

REGION	IRRADIATION (MWj/T)		Nature du lot
	Intégrée au cours du cycle	Cumulée	
n+2	9 575	30 075	U
n+3	12 775	19 640	Th-Pu
n+4	7 120	7 120	Th-Pu
Coeur	9 825		

TABLEAU II/4.2.3 : Irradiation intégrée par région. Cycle 2
Coeur mixte UO_2/ThO_2-PuO_2

IRRADIATIONS (MWj/T)	C_B (ppm)	EFFICACITE (pcm/ppm)	Fxy
0 avec Xe	1 345	- 4,70	1,79 (G8)
1 000	1 173	- 4,78	1,80 (G8)
6 000	480	- 5,20	1,70 (E9)
9 825	40	- 5,50	1,63 (E9)

TABLEAU II/4.2.4 : Concentration et efficacité du bore critique. Cycle 2.
Valeur du pic de puissance. Coeur mixte UO_2/ThO_2-PuO_2

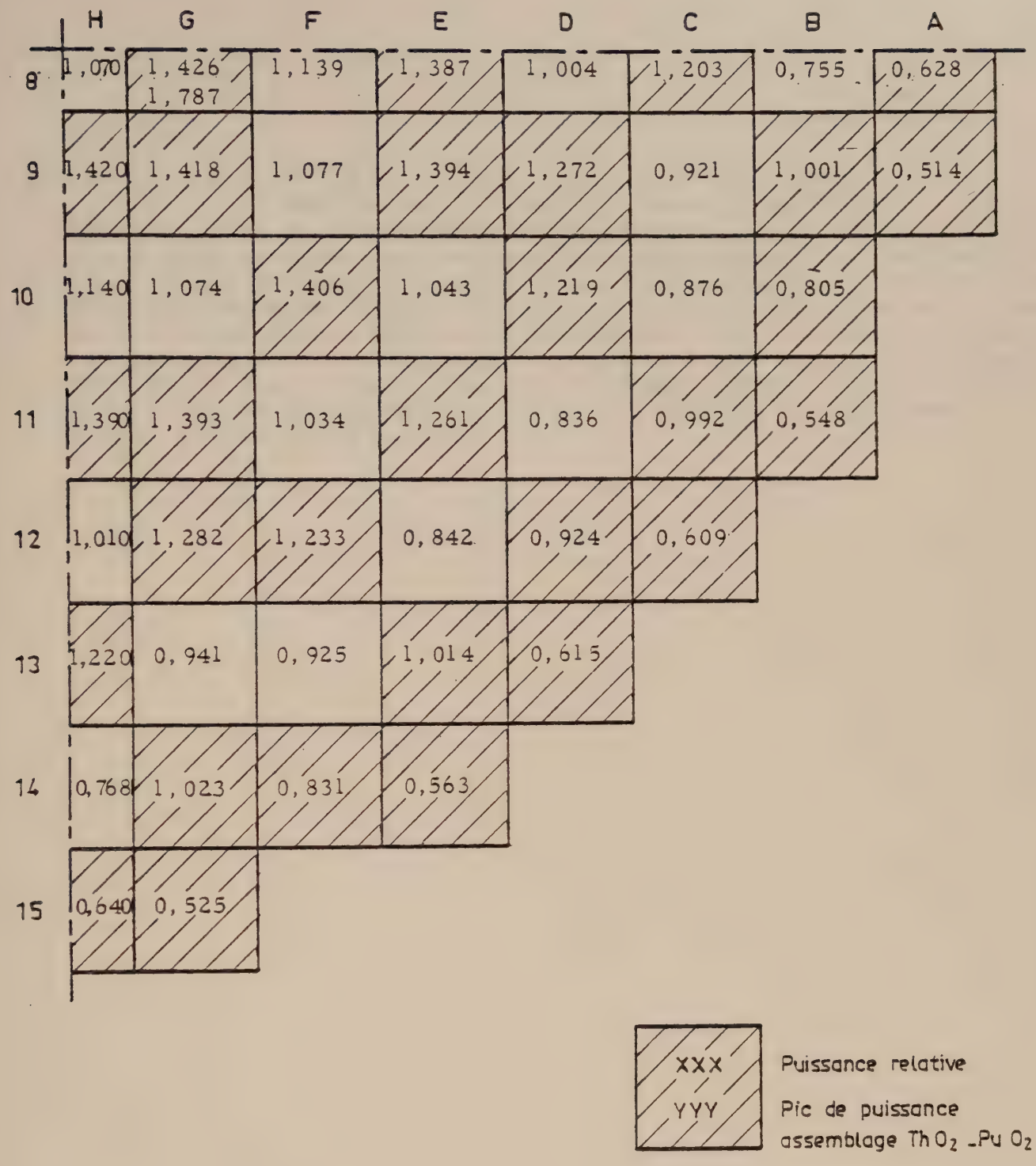


FIGURE II / 4.2.4. - Cœur mixte UO_2 / ThO_2 - PuO_2

Distribution de puissance par assemblage - Deuxième cycle, BOL

CYCLE 2^{bis}

Nous avons utilisé le code OEDIPE pour trouver un meilleur plan de chargement-repositionnement. Le critère d'optimisation utilisé dans ce code étant le facteur de point chaud. Ce plan est présenté dans la figure II/4.2.5, les résultats de ce nouveau cycle sont donnés dans les tableaux II/4.2.5 et II/4.2.6. Les distributions de puissances dans le coeur se sont quelque peu améliorées (figure II/4.2.6). L'irradiation du lot 3 placé en périphérie au cours de ce cycle, a augmenté de 1000 MWj/t par rapport au cas précédent. Malgré cette amélioration, le pic de puissance est égal à 1,75 le Xénon n'étant pas saturé et à 1,67 le Xénon étant saturé.

.../...

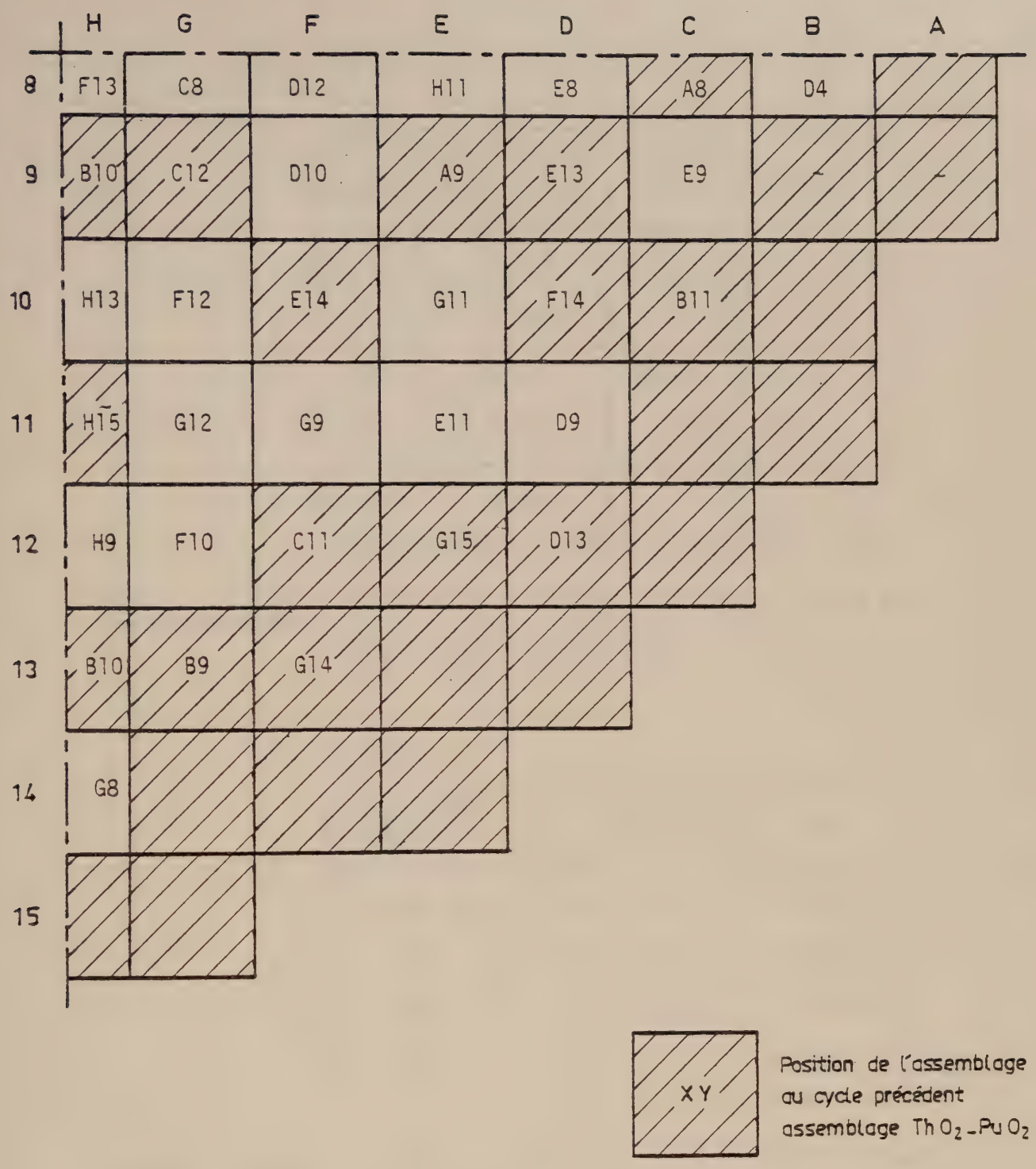


FIGURE II/4.2.5._ Cœur mixte $UO_2/Th\,O_2 - Pu\,O_2$

Nouveau plan de chargement-repositionnement, cycle 2 bis

REGION	IRRADIATION (MWj/T)		Nature du lot
	Intégrée au cours du cycle	Cumulée	
n+2	9 400	29 900	U
n+3	11 935	18 800	Th-Pu
n+4	8 100	8 100	Th-Pu
Coeur	9 800		

TABLEAU II/4.2.5 : Irradiation intégrée par région. Cycle 2bis
Coeur mixte UO_2/ThO_2-PuO_2

IRRADIATIONS (MWj/T)	C_B (ppm)	EFFICACITE (pcm/ppm)	Fxy
0 sans Xe	1 700	- 4,50	1,755 (E13)
1 000	1 138	- 4,70	1,669 (C10)
6 000	473	- 5,23	1,642 (E9)
9 800	39	- 5,58	1,610 (E9)

TABLEAU II/4.2.6 : Concentration et efficacité du bore critique. Valeur du pic de puissance. Cycle 2bis
Coeur mixte UO_2/ThO_2-PuO_2

	H	G	F	E	D	C	B	A
8	0,723 1,020	0,796 1,096	0,876 1,149	0,894 1,051	0,978 1,026	1,373 1,264	0,996 0,914	0,786 0,689
9	0,986 1,280	1,019 1,308	0,814 1,044	1,219 1,312	1,293 1,247	1,062 0,998	1,248 1,055	0,638 0,557
10	0,764 1,070	0,752 1,033	1,101 1,307	0,942 1,056	1,299 1,236	1,323 1,151	1,003 0,837	
11	0,982 1,250	0,762 1,008	0,868 1,035	0,969 1,060	0,925 0,934	1,182 1,011	0,685 0,585	
12	0,850 1,000	0,918 1,028	1,241 1,208	1,282 1,177	1,080 0,987	0,723 0,648		
13	1,260 1,190	1,270 1,155	1,283 1,103	1,240 1,019	0,766 0,665			
14	0,900 0,840	1,212 1,017	1,018 0,835	0,711 0,590				
15	0,750 0,660	0,621 0,543						

XXX	Puissance relative, BOL
YYY	" " , EOL

FIGURE II/4.2.6._Cœur mixte UO_2/ThO_2-PuO_2

Distribution de puissance par assemblage

Cycle 2 bis, BOL et EOL

COMMENTAIRES

D'autres études de zonage ont été faites, en particulier un modèle qui consiste à utiliser l'enrichissement moyen pour les crayons voisins des trous d'eau. Modèle qui a permis d'améliorer légèrement le précédent résultat. Le pic de puissance est égal à 1,71 à Xénon nul.

Le problème est de trouver une configuration qui minimise les différences d'absorptions entre assemblages et aplatisse au maximum les distributions de puissances dans le coeur. Or ce sont deux phénomènes antinomique. En effet, si on veut aplatir les distributions de puissance il faut relever les puissances dégagées dans les assemblages périphériques, donc avoir une teneur en plutonium de ceux-ci élevée. Mais si cette teneur est importante, elle conduira au cours du cycle suivant a un dégagement de puissance très important lorsque les assemblages seront placés vers le centre du coeur.

Alors qu'il existe sûrement une solution satisfaisante pour le cycle 1, en recherchant un zonage des assemblages plus fin par exemple, le cycle 2 comporte de grandes difficultés. N'ayant pas trouvé de solution correcte pour ce cycle, nous présentons néanmoins les études faites sur les autres cycles transitoires et sur le cycle à l'équilibre, afin de connaître sa longueur de campagne et quelques autres caractéristiques générales.

Le tableau II/4.2.7 donne ces principaux résultats jusqu'au cycle à l'équilibre (cycle 8). Les figures II/4.2.7 et II/4.2.8 représentent les évolutions de la concentration et de l'efficacité différentielle du bore soluble au cours du cycle à l'équilibre. Le plan de rechargement adopté à chaque nouveau cycle, est celui du cycle de référence UO_2 (figure II/4.1.3).

.../...

CYCLE	Irradiation (MWj/T)	Longueur de campagne (JEPP)	Fxy BOL	Concentration en bore critique BOL Xénon saturé (ppm)	Efficacité différentielle du bore BOL (pcm/ppm)
n+1	9 240	226	1,487	1 130	- 7,00
n+2	9 800	240	1,800	1 345	- 4,69
n+3	10 680	262	> 1,435	1 792	- 3,24
n+4	10 400	255	> 1,435	1 751	- 3,23
n+5	10 540	258	> 1,435	1 780	- 3,22
n+6	10 540	258	> 1,435	1 778	- 3,22

TABLEAU II/4.2.7 : Principales caractéristiques du cycle ThO_2-PuO_2

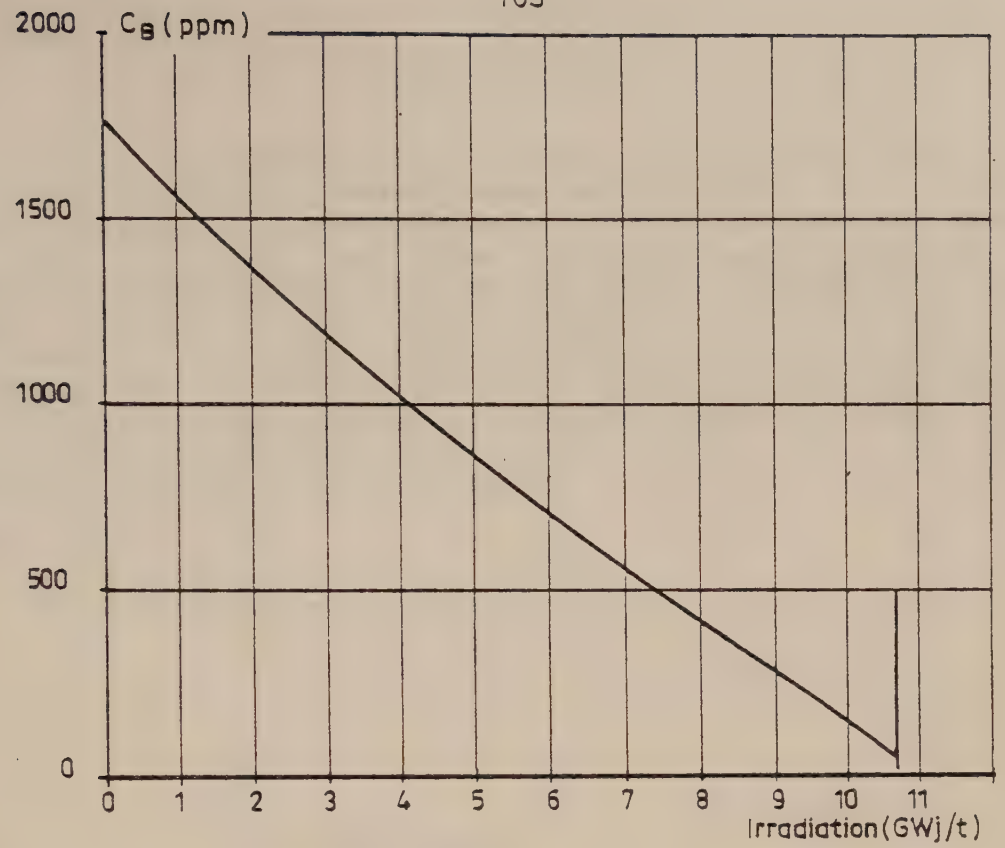


FIGURE II/4.2.7. - Evolution de la concentration en bore au cours du cycle à l'équilibre

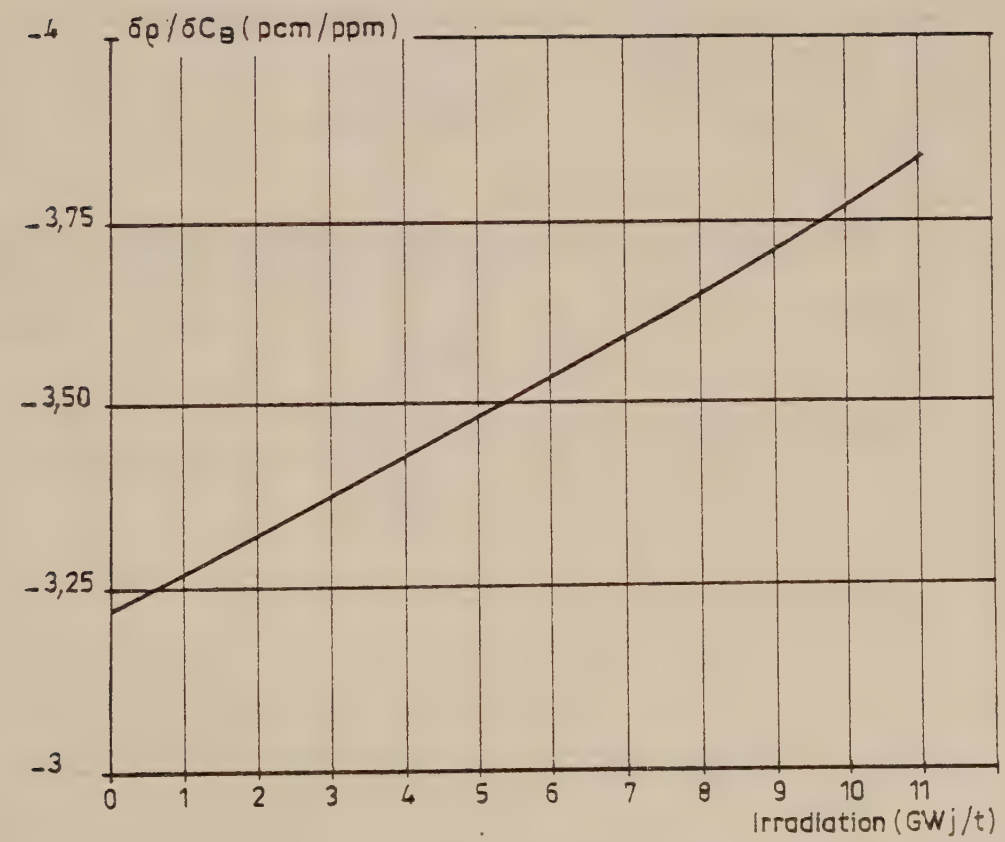


FIGURE II/4.2.8. - Efficacité différentielle du bore au cours du cycle à l'équilibre

Pendant les premiers cycles transitoires (1 et 2) le coeur est constitué d'assemblages UO_2 et ThO_2-PuO_2. On peut dès le début du cycle 3, charger le coeur avec des assemblages homogènes. Après ce cycle, bien que tous les assemblages soient au thorium, les différences d'absorption entre les assemblages homogènes et les assemblages zonés, amènent encore des transitoires de puissance inacceptables. La figure II/4.2.8 présente un dessin symbolique représentant un chemin parcouru par le facteur de point chaud pendant les premiers cycles. On voit que pendant les cinq premiers cycles le facteur de point chaud passe par le domaine interdit pour arriver dans le domaine permis seulement au-delà de ces cinq cycles.

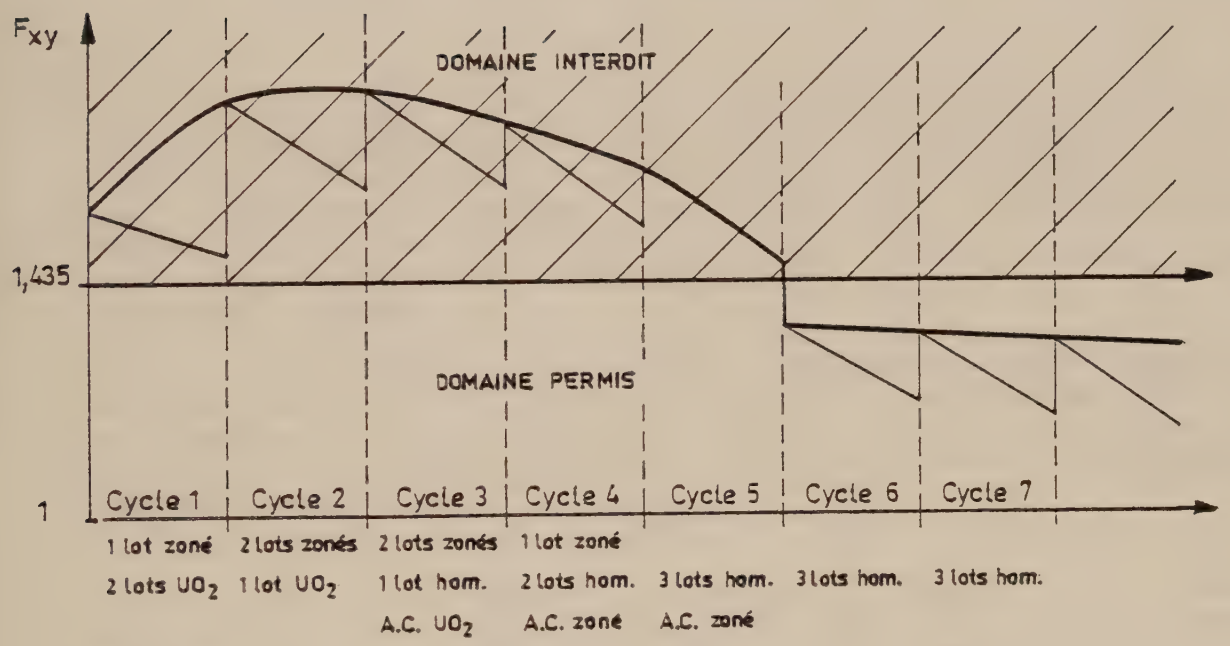


FIGURE II/4.2.8 - Evolution du pic de puissance pendant les premiers cycles (symbolique)

.../...

CONCLUSION

Des solutions satisfaisantes existent peut être pour ce recyclage dans les recharges. On pourrait, par exemple, étudier les solutions suivantes :

- teneur en plutonium plus petite, les longueurs de campagne étant alors plus faibles ;

- zonages des assemblages beaucoup plus compliqués ;

- plans de rechargement-repositionnement complétement différents des plans classiques (par exemple rechargement par le centre) ;

- utilisation de poisons consommables dans certains assemblages.

Ces solutions étant en contradiction, pour la plupart d'entre elles, avec ce que nous nous étions imposé, nous nous sommes orientés vers une solution qui nous a paru plus intéressante et plus originale. Elle consiste à faire démarrer un réacteur à l'aide d'un coeur entièrement constitué d'un combustible thorium-plutonium. Deux raisons militent pour ce choix :

1) la nature du combustible étant unique, les différences d'absorption seront faibles ;

2) le réseau étant largement sous-modéré il sera possible d'avoir des concentrations en bore soluble assez importantes, les coefficients de température du modérateur restant négatifs. Ceci nous permettra, comme nous le verrons plus loin, de nous dispenser des poisons consommables.

Le chapitre suivant est consacré aux études faites sur le démarrage d'un réacteur, en particulier sur le premier cycle puis sur les cycles transitoires jusqu'à l'équilibre.

III-- RECYCLAGE DU PLUTONIUM DANS LES PREMIERS CYCLES

AVANT PROPOS

Le recyclage du plutonium avec du thorium dans les recharges d'un PWR du type BUGEY 2 n'a pas abouti à une solution acceptable. La faisabilité de ce cycle est surtout compromise par le critère de facteur de point chaud qui est supérieur à sa valeur de conception. Ceci est dû rappelons-le aux différences d'absorption importantes entre les assemblages à uranium et les assemblages au thorium qui aménent des transitoires de puissances assez violents aux interfaces de ces assemblages.

Ne serait-il pas possible, alors, de démarrer un réacteur PWR à l'aide d'un coeur entièrement constitué d'assemblages au thorium ?

Prenons un réacteur du type Bugey 2, dont la géométrie, rappelons-le, est inchangée. Nous allons étudier les premiers cycles de fonctionnement de ce réacteur, la nature du combustible étant uniquement du ThO_2 -PuO_2. De plus nous allons singulièrement simplifier la conception des assemblages (sans en changer la géométrie) et ceci pour deux raisons :

1) l'absorption du combustible sera assez uniforme. Les éventuelles différences d'absorption entre les assemblages seront dues d'une part aux écarts entre les teneurs initiales en plutonium du combustible et d'autre part aux différents taux d'irradiation entre ces assemblages ;

2) la cellule ThO_2 -PuO_2, étant très sous-modérée, le spectre des neutrons est particulièrement "dur". Nous pouvons utiliser des concentrations en bore très élevées. C'est pourquoi nous avons envisagé dès le début de cette étude de ne pas utiliser des poisons consommables, pour le premier cycle de fonctionnement du réacteur.

Par conséquent tous les assemblages du réacteur seront homogènes et aucun ne sera munis de crayons de poison consommable. Ceci est particulièrement intéressant car les crayons combustibles, d'un assemblage, seront identiques ; la conception des assemblages sera simplifiée et le coût de fabrication réduit par rapport à des assemblages zonés. De plus si on n'utilise pas de poisons consommables, on évite tous les problèmes qu'aménent l'utilisation de ceux-ci.

Avant d'aborder l'étude du recyclage du plutonium avec le thorium dans les premiers cycles, nous rappelons tout d'abord les premiers cycles de fonctionnement d'un PWR (BUGEY 2) dont le coeur est constitué du combustible classique UO_2. Ceci constituera notre référence.

Tous les calculs présentés ci-après ont été faits dans les mêmes conditions et avec les mêmes outils de calcul que ceux qui ont servi à étudier le cycle thorium, ceci afin de pouvoir correctement comparer les résultats.

.../...

III-1 - Coeur UO_2 de référence

Nous présentons ci-dessous les principales conditions de fonctionnement relatives aux quatre premiers cycles. Le lecteur trouvera au paragraphe I-6-1 de ce même chapître, une description du coeur du réacteur, le plan de chargement du premier cycle, la répartition des assemblages comprenant 12, 16 ou 20 crayons de poison consommable et la stratégie de gestion du combustible.

On notera que ces résultats ont été obtenus avec un recalage initial en réactivité nul, et que le Xénon est supposé à l'équilibre à une irradiation de 150 MWj/t.

CYCLE 1

Les résultats portés dans le tableau ci-dessous, concernent la concentration critique du bore soluble dans l'eau, son efficacité différentielle (notée $\partial\rho/\partial C_B$), le facteur de point chaud (noté Fxy) et sa localisation. La longueur de campagne est de 371 jepp.

	Irradiation moyenne du coeur (MWj/T)	C_B critique (ppm)	$\partial\rho/\partial C_B$ (pcm/ppm)	Fxy	Localisation
BOL	0	1 180	- 9,53	1,376	B9
EOL	14 200	40	- 9,45	1,158	D11

TABLEAU III/1.1 : Coeur UO_2. Cycle 1. Concentration et efficacité du bore critique. Pic de puissance

CYCLE II

A l'issue du cycle I, on procéde aux opérations suivantes :

- déchargement des 53 assemblages du lot 1 (UO_2 enrichis à 2,1%) à l'exception du moins irradié qui est réutilisé en position centrale ;
- réarrangement des lots 2 (UO_2 enrichi à 2,6%) et 3 (UO_2 enrichi à 3,1%) au centre du coeur, après extraction de tous les crayons de poison consommable. Le plan de chargement correspondant est présenté dans la figure III/1.1 ;
- chargement de 52 assemblages neufs du lot 4 en périphérie du coeur. L'enrichissement du combustible en U 235 pour cette recharge, ainsi que pour toutes les suivantes a été pris égal à 3,1%.

.../...

Dans ces conditions, nous avons obtenu, pour l'évolution du coeur, les résultats suivants (tableau III/1.2) :

	Irradiation moyenne du coeur (MWj/T)	C_B critique (ppm)	$\partial\rho/\partial c_B$ (pcm/ppm)	Fxy	Localisation
BOL	8 980	1 430	- 8,26	1,309	B9
EOL	19 330	40	- 9,05	1,207	C11

TABLEAU III/1.2 : Coeur UO_2. Cycle 2. Concentration et efficacité du bore critique. Pic de puissance

La longueur de campagne est de 10350 MWj/t soit 270 jepp.

.../...

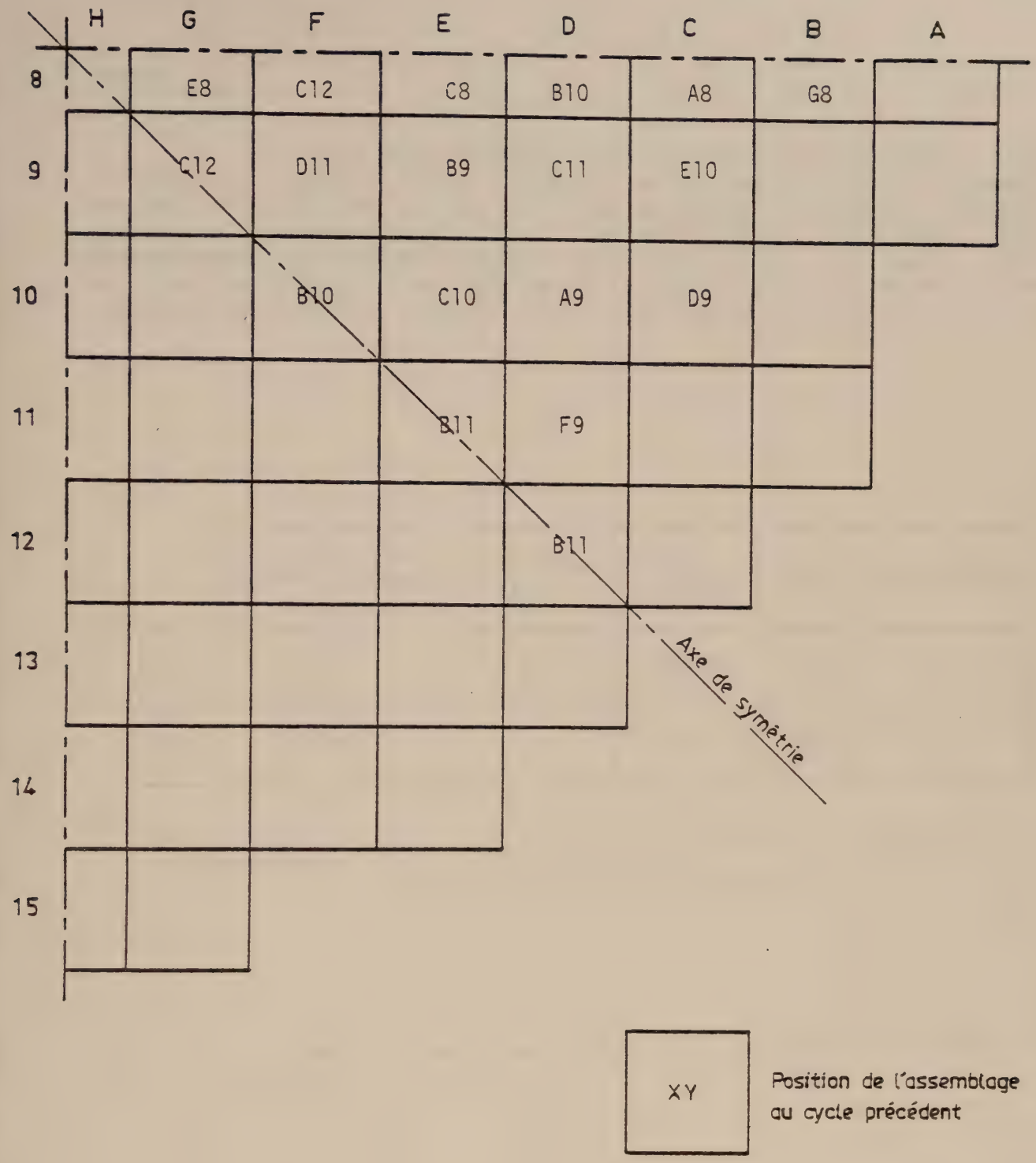


FIGURE III /1.1._ Cœur de référence

Plan de chargement-repositionnement, cycle 2

CYCLE III

Après les opérations de chargement-déchargement précédant le début du troisième cycle, le coeur ne contient plus que du combustible enrichi à 3,1% en U 235, à l'exception de la position centrale où l'on place un assemblage du lot 1 (le second dans l'ordre des irradiations croissantes). Le réarrangement des assemblages constituant les lots 3 et 4 est fait suivant le plan de la figure III/1.2. Le tableau ci-dessous regroupe les résultats relatifs à ce cycle (tableau III/1.3).

	Irradiation moyenne du coeur (MWj/T)	C_B critique (ppm)	$\partial\rho/\partial c_B$ (pcm/ppm)	Fxy	Localisation
BOL	10 580	1 450	- 8,05	1,373	B9
EOL	20 980	40	- 8,86	1,203	C11

TABLEAU III/1.3 : Coeur UO_2. Cycle 3. Concentration et efficacité du bore critique. Pic de puissance

La longueur de campagne est égale à 10400 MWj/t, ce qui correspond à 272 jepp.

.../...

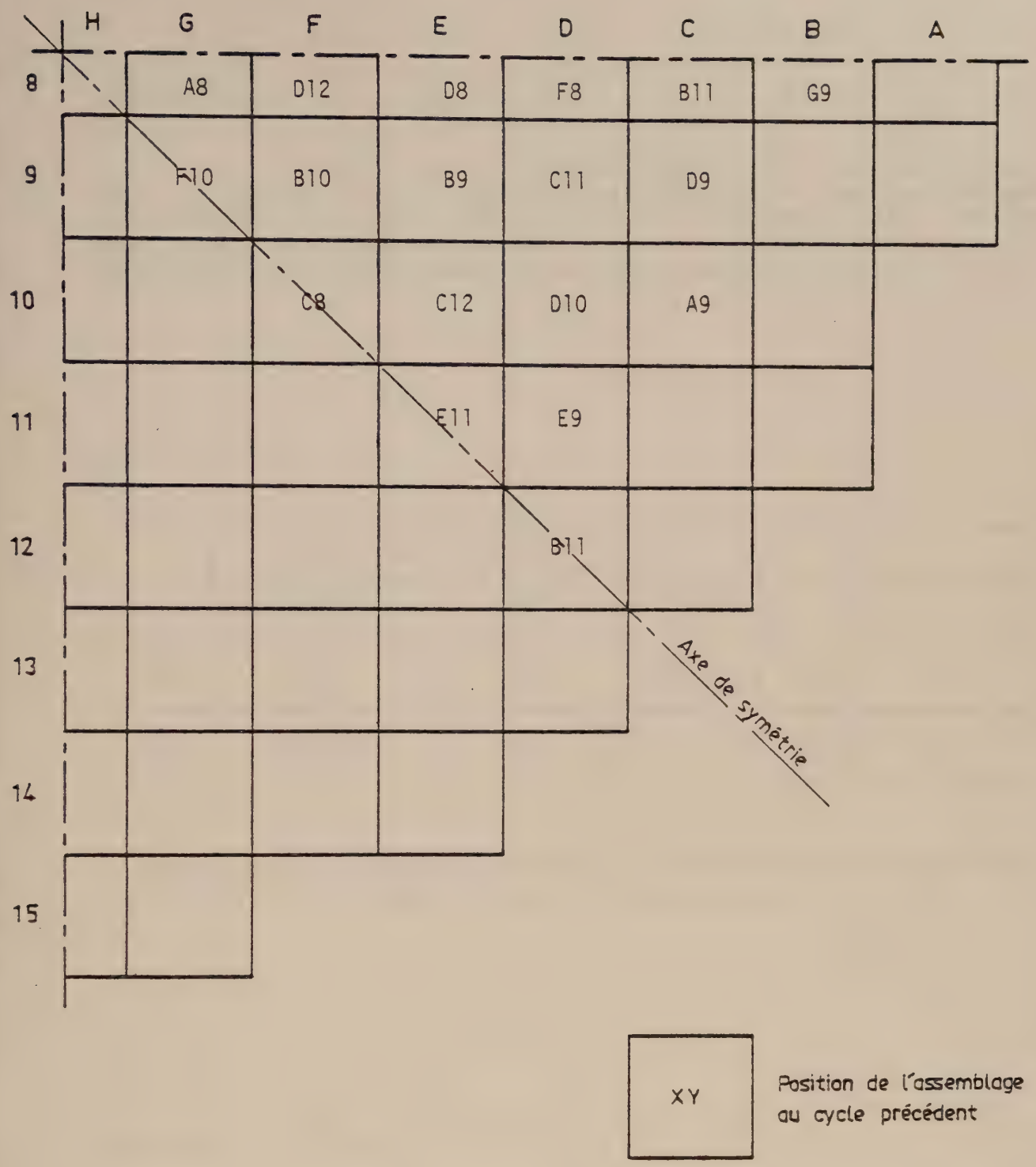


FIGURE III/1.2.- Cœur de référence

Plan de chargement-repositionnement, cycle 3

CYCLE IV

Le plan de chargement retenu pour ce cycle est donné dans la figure III/1.3. La position centrale est toujours occupée par un assemblage du lot 1 (UO_2 enrichi à 2,1% en U 235), le reste du coeur étant constitué de combustible enrichi à 3,1%. Les caractéristiques de ce cycle sont portées dans le tableau ci-dessous (tableau III/1.4).

	Irradiation moyenne du coeur (MWj/T)	C_B critique (ppm)	$\partial\rho/\partial C_B$ (pcm/ppm)	Fxy	Localisation
BOL	10 100	1 480	- 8,07	1,391	C11
EOL	20 830	404	- 8,87	1,210	C11

TABLEAU III/1.4 : Coeur UO_2. Cycle 4. Concentration et efficacité du bore critique. Pic de puissance

La longueur du cycle est égale à 10730 MWj/t, ce qui correspond à 284 jepp.

.../...

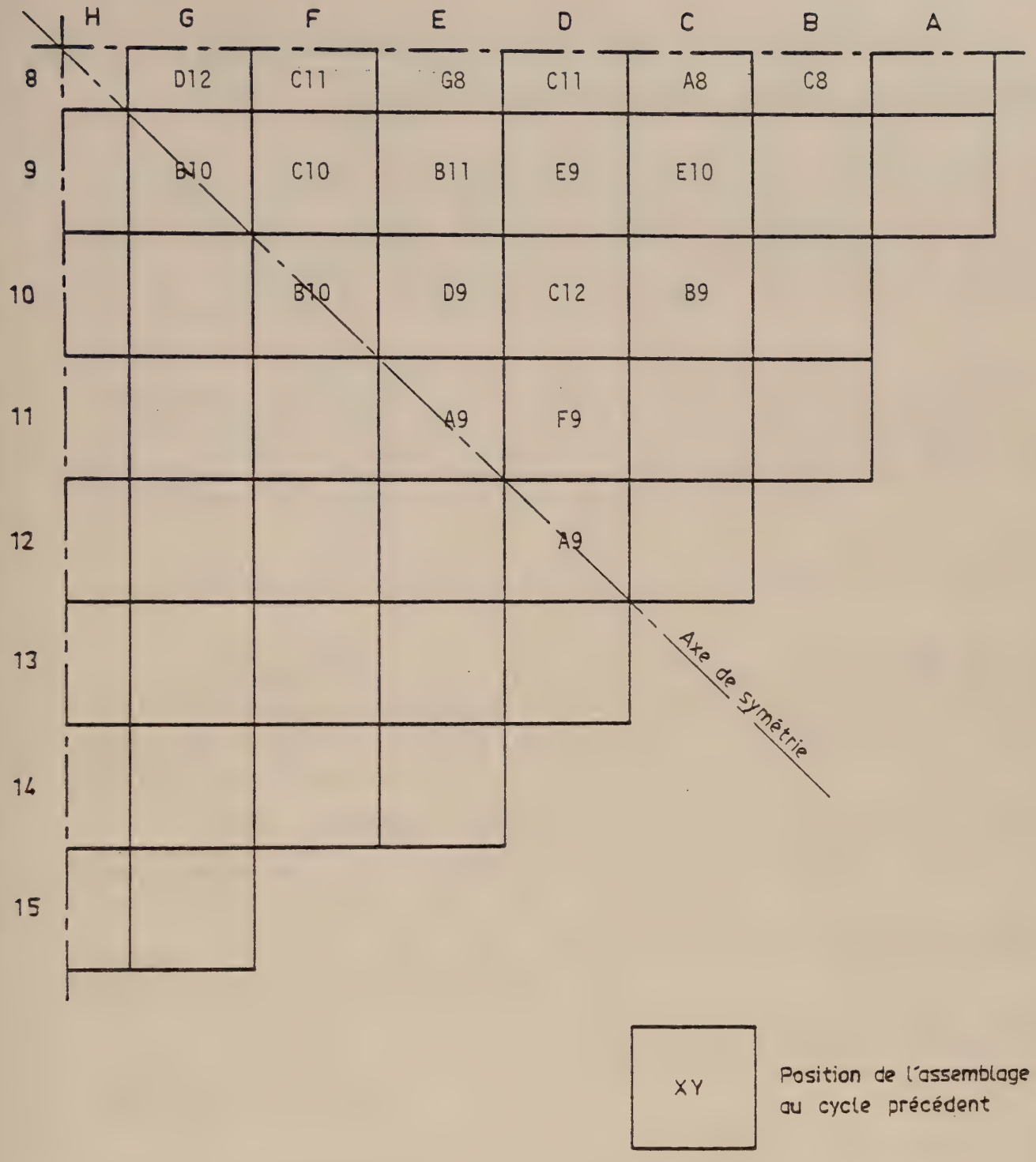


FIGURE III/1.3. _ Cœur de référence

Plan de chargement-repositionnement, cycle 4

III-2 - Etude du premier cycle d'un coeur au thorium-plutonium

III-2-1 - Calculs de cellules pour chaque région du premier coeur.

Nous avons pris un coeur au thorium dont nous allons maintenant étudier l'évolution, qui se compose, comme dans le cas d'un coeur tout UO_2, de trois régions différentes. Les régions du coeur thorium contiennent le même nombre d'assemblages que les régions du coeur de référence (53 + 52 + 52). Nous avons donc à déterminer, par des calculs de cellules et d'évolutions, trois sortes d'assemblages qui diffèrent par leur teneur en plutonium.

Les possibilités de trouver un triplet de teneurs du combustible en plutonium sont très vastes (ce triplet correspond au triplet d'enrichissement du combustible du premier coeur UO_2 : 2,1%, 2,6% et 3,1%). Il n'existe aucune recherche systématique qui permette de trouver un triplet optimum. Nous nous bornerons donc ici à trouver une solution en sachant qu'il peut en exister d'autres.

Toutefois il faut garder en mémoire que les distributions de puissance dans le coeur doivent être relativement uniformes. Pour cela il faut tenir compte de plusieurs impératifs :

- tout d'abord nous fixons la teneur en plutonium des assemblages de la troisième région, qui est aussi la teneur de tous les assemblages neufs que l'on recharge à la fin d'un cycle. Cette teneur, déjà estimée dans le chapître précédent pour obtenir une longueur de campagne de 10600 MWj/t est de 7,27% en plutonium. Nous reprendrons cette valeur comme point de départ ;

- les puissances dégagées dans les assemblages périphériques (région 3) doivent être assez élevées. Par conséquent les écarts entre les teneurs en plutonium des assemblages des régions 1 et 2 et ceux de la région 3, seront relativement importants ;

- les écarts entre les teneurs en plutonium devront être cependant limités, sinon les différences d'absorption entre certains assemblages créeront des problèmes déjà rencontrés ;

- enfin, la teneur en plutonium du combustible des assemblages périphériques étant fixée, si l'on diminue trop celle des autres assemblages, les longueurs de campagne des deux premiers cycles seront beaucoup trop courtes.

En tenant compte de ces impératifs, nous avons déterminé trois teneurs du combustible en plutonium :

région 1 : 4,36% en Pu, soit 3,12% en Pu fissile

région 2 : 5,2% en Pu, soit 3,72% en Pu fissile

région 3 : 7,27% en Pu, soit 5,2% en Pu fissile.

Les caractéristiques de chacun des assemblages constitués par ces trois compositions du combustible ThO_2-PuO_2, ont été calculées par la procédure SEBIBLIO. La figure III/2.1.1 présente les évolutions du facteur de multiplication infini dans chacun des cas.

.../...

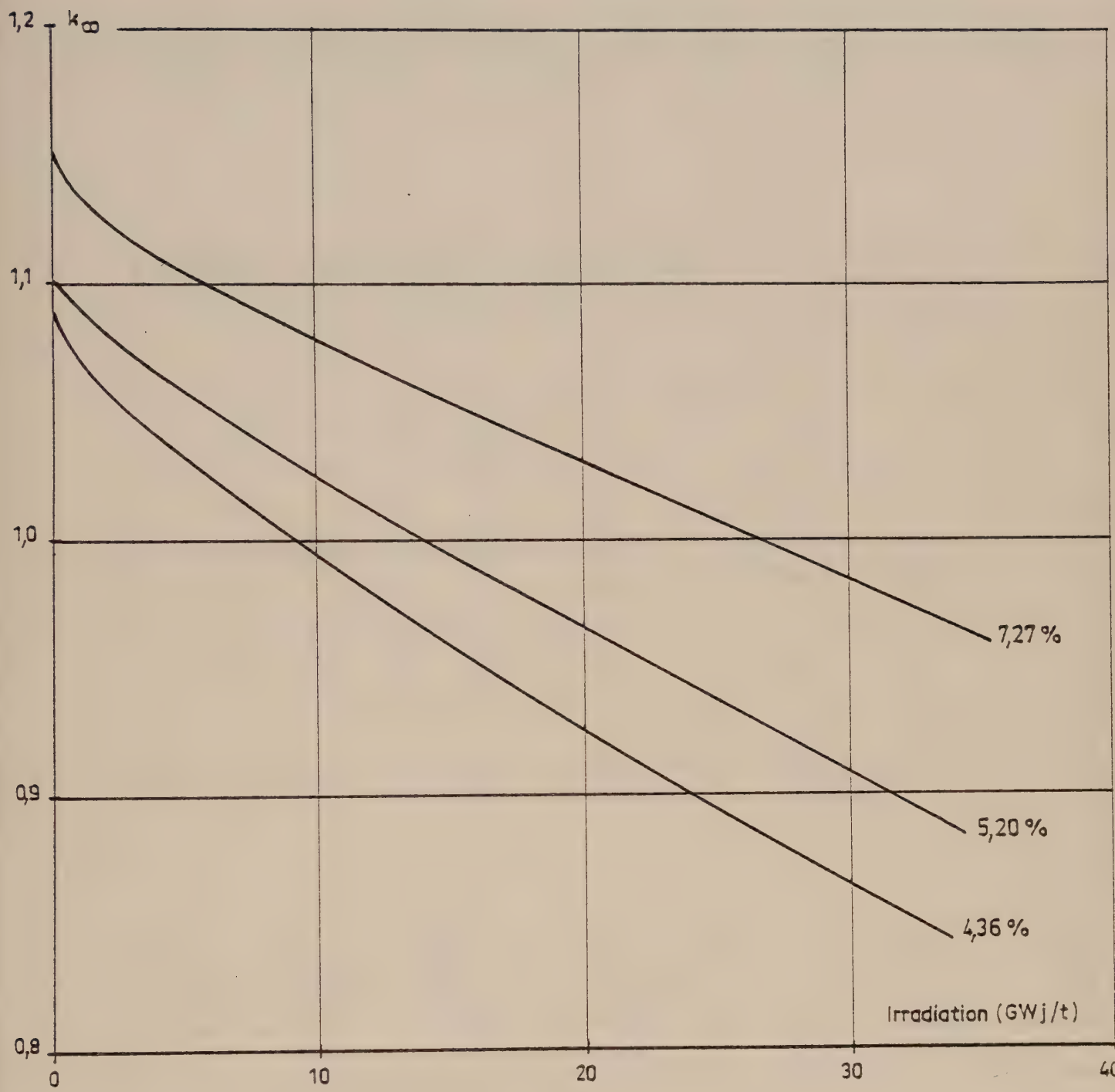


FIGURE III / 2.1.1. – Evolution de k infini au cours de l'irradiation
(teneur en Pu : 4,36 % 5,20 % et 7,27 %)

III-2-2 - Recherche d'un plan de chargement du premier coeur.

Une première étude du coeur avec un plan de chargement classique de celui-ci, c'est-à-dire les régions 1 et 2 en damier et la région 3 en périphérie, donne les résultats présentés dans le tableau III/2.2.1.

Irradiation (MWj/T)	C_B critique (ppm)	Efficacité du bore (pcm/ppm)	Fxy	Localisation
0	2 925	- 3,76	1,680	G8
1 000	1 900	- 3,84	1,431	H9
6 000	756	- 4,25	1,411	C11
10 000	115	- 4,59	1,448	B9
10 500	41	- 4,64	1,452	B9

TABLEAU III/2.2.1 : Coeur ThO_2-PuO_2. Cycle 1. Evolution de la concentration du bore critique. Pic de puissance

Si on examine les distributions de puissance dans le coeur présentées dans la figure III/2.2.1, on s'aperçoit que les puissances dégagées dans les assemblages au centre du coeur sont trop importantes. Le facteur de point chaud est supérieur à 1,435 en début de cycle. En cours d'irradiation il devient inférieur à sa valeur de conception et se localise au centre du coeur. Il augmente en fin de cycle et se positionne dans un assemblage périphérique car la puissance dégagée dans cette zone augmente au cours de l'irradiation.

Nous avons cherché un autre plan de chargement afin d'aplatir la distribution de puissance. On a essayé un plan de rechargement constitué en regroupant tous les assemblages de la région 1, au centre du coeur, puis on positionne les assemblages de la région 2 en périphérie à la région 1 et enfin ceux de la région 3 (constitution de 3 pseudo-couronnes concentriques) (figure III/2.2.2). Les résultats obtenus sont donnés dans le tableau III/2.2.2.

.../...

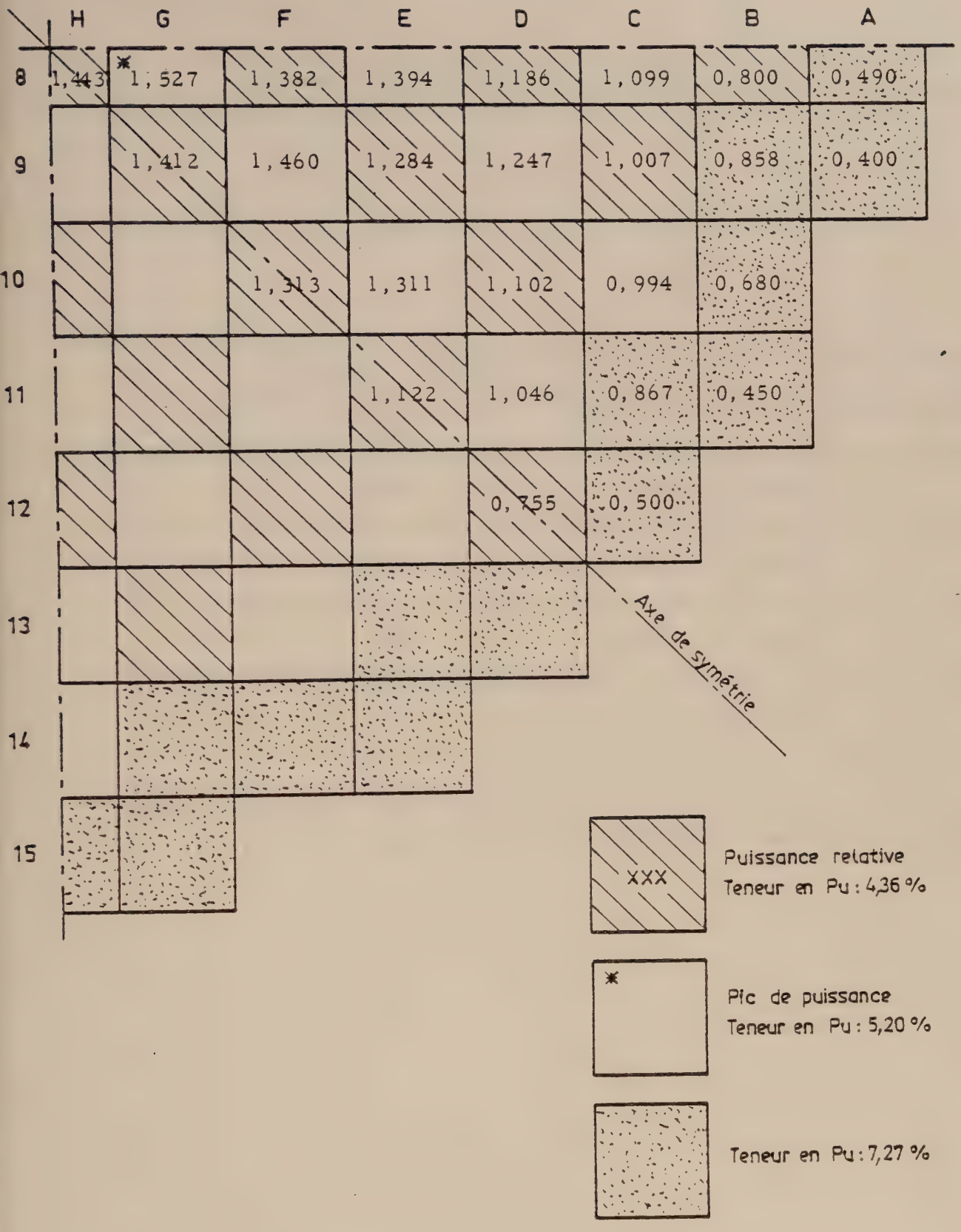


FIGURE III / 2.2.1. – Cœur ThO_2 – PuO_2

Distribution de puissance par assemblage

Premier cycle, BOL, xénon nul

Plan de chargement classique

Les distributions de puissances par assemblage sont présentées sur la figure III/2.2.2.

Irradiation (MWj/T)	Concentration en bore (ppm)	Efficacité du bore (pcm/ppm)	Fxy	Localisation
0	2 880	- 3,76	1,484	B9
1 000	1 889	- 3,83	1,581	B9
6 000	759	- 4,22	1,505	B9
10 000	120	- 4,56	1,507	B9

TABLEAU III/2.2.2 : Coeur ThO_2-PuO_2. Cycle 1. Evolution de la concentration et de l'efficacité du bore critique. Pic de puissance

.../...

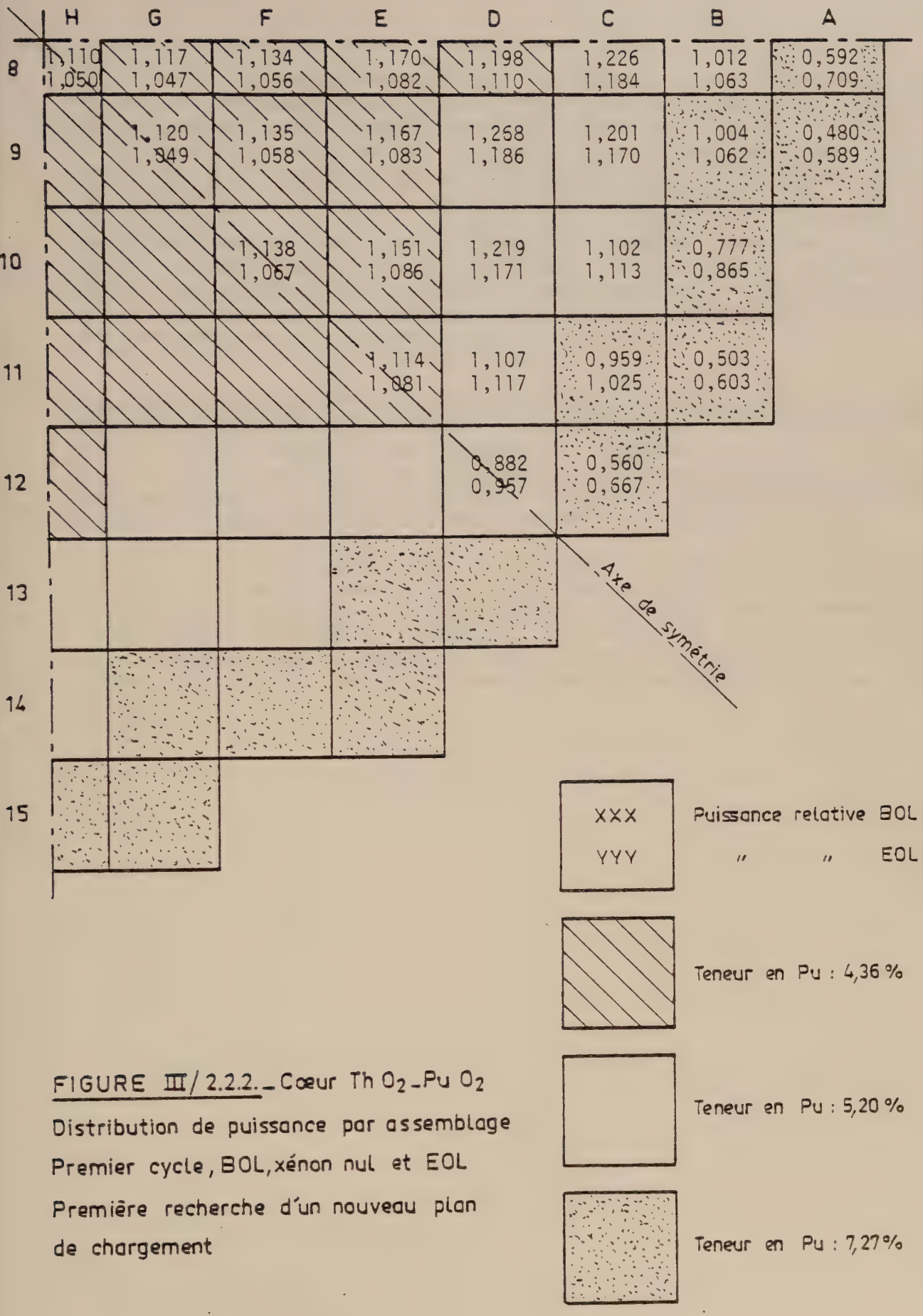


FIGURE III/ 2.2.2._ Cœur ThO_2-PuO_2

Distribution de puissance par assemblage

Premier cycle, BOL, xénon nul et EOL

Première recherche d'un nouveau plan de chargement

L'aplatissement en puissance s'est amélioré, mais il subsiste un déséquilibre encore très important dans les distributions de puissance des assemblages périphériques (figure III/2.2.3). Le gradient des puissances est fortement négatif en périphérie du coeur. Le facteur de point chaud se positionne dans l'assemblage B9 (teneur en plutonium 7,27%), il est entouré d'assemblages dont les teneurs en plutonium sont égales à 5,2%. Les différences d'absorption entre ces assemblages sont importantes et compte tenu des distributions de puissances dans ceux-ci (cf. figure III/2.2.3), le facteur de point chaud est supérieur à sa valeur de conception. Il augmente au cours de l'irradiation, la puissance relative de l'assemblage B9 augmentant au cours de celle-ci (figure III/2.2.4).

Deuxième recherche d'un nouveau plan de chargement du premier coeur.

Nous avons adopté un nouveau plan de chargement, qui est un intermédiaire entre les deux cas précédents. Ce plan est présenté sur la figure III/2.2.5. Ce nouveau plan apporte une solution satisfaisante comme l'indiquent les résultats reportés dans le tableau III/2.2.3.

Le facteur de point chaud en début de cycle est égal à 1,412, le Xénon étant nul. Il diminue en cours d'irradiation jusqu'à 1,30. Si on examine les distributions de puissances, présentées dans les figures III/2.2.6 et III/2.2.7, en début de cycle et fin de cycle, on s'aperçoit que celles-ci se sont améliorées, surtout en fin de cycle (même s'il y a un pic de puissance dans l'assemblage E9 plus important en début de cycle).

.../...

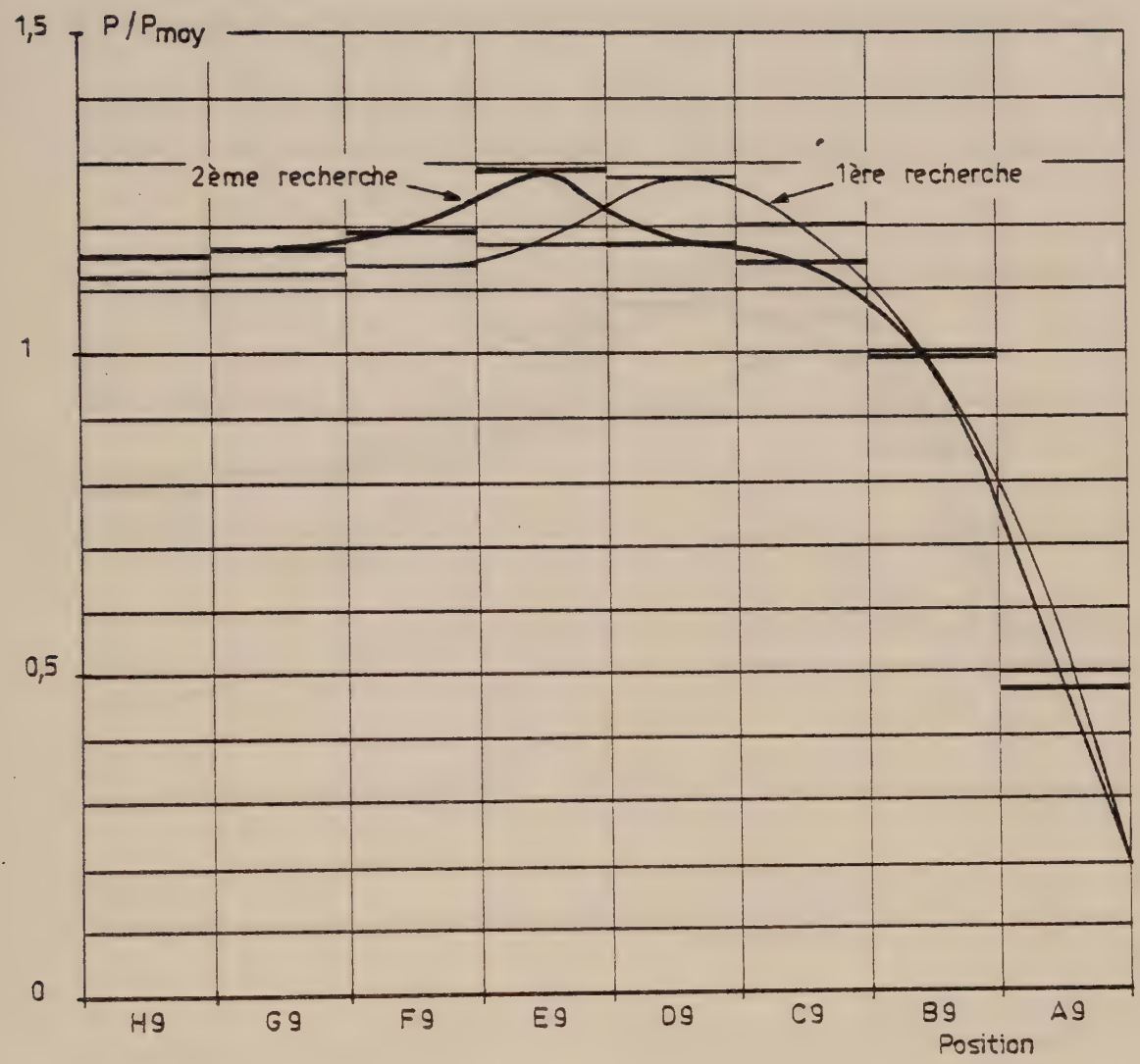


FIGURE III/2.2.3. - Distribution de puissance début de cycle

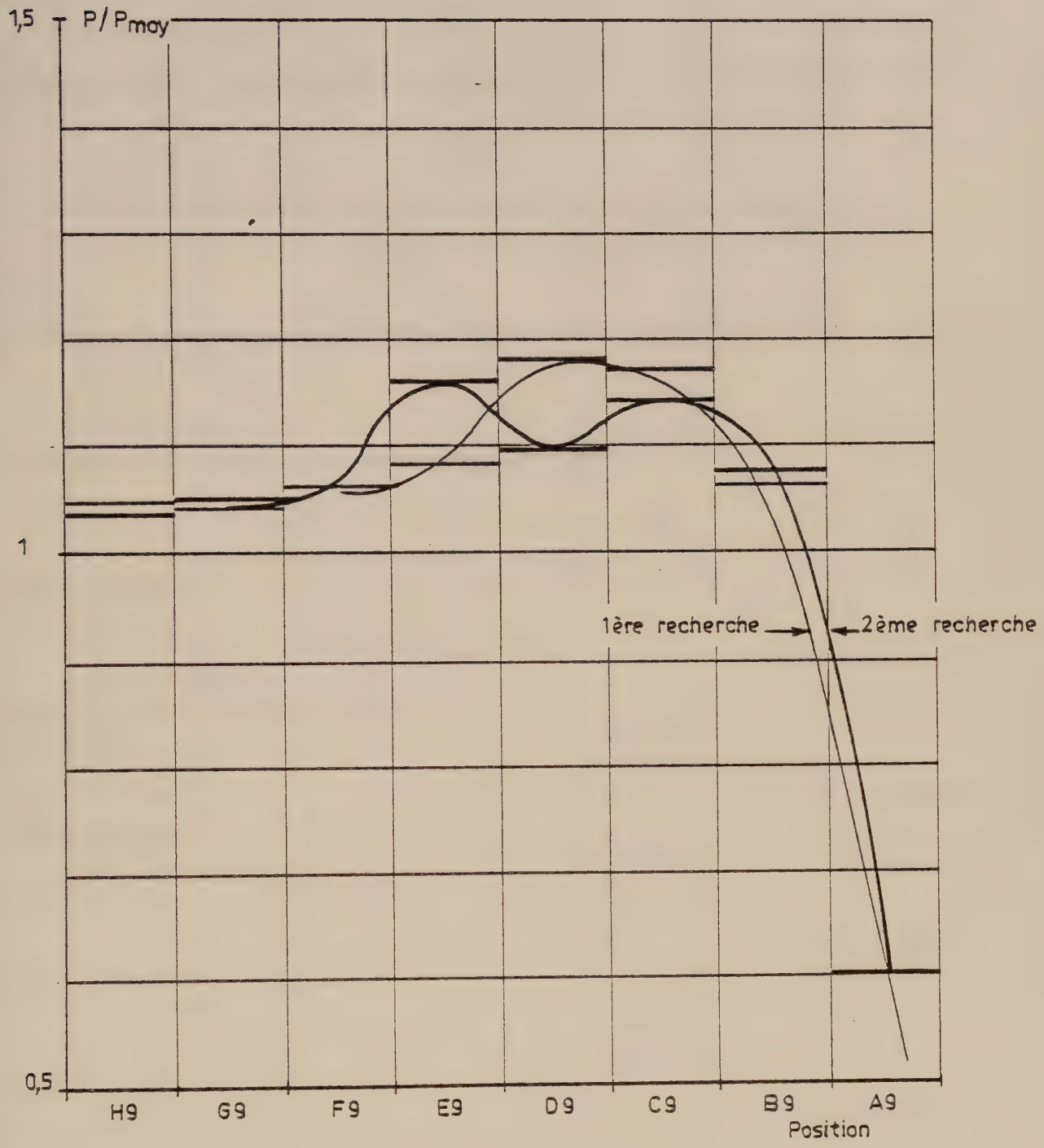


FIGURE III/2.2.4. _ Distribution de puissance fin de cycle

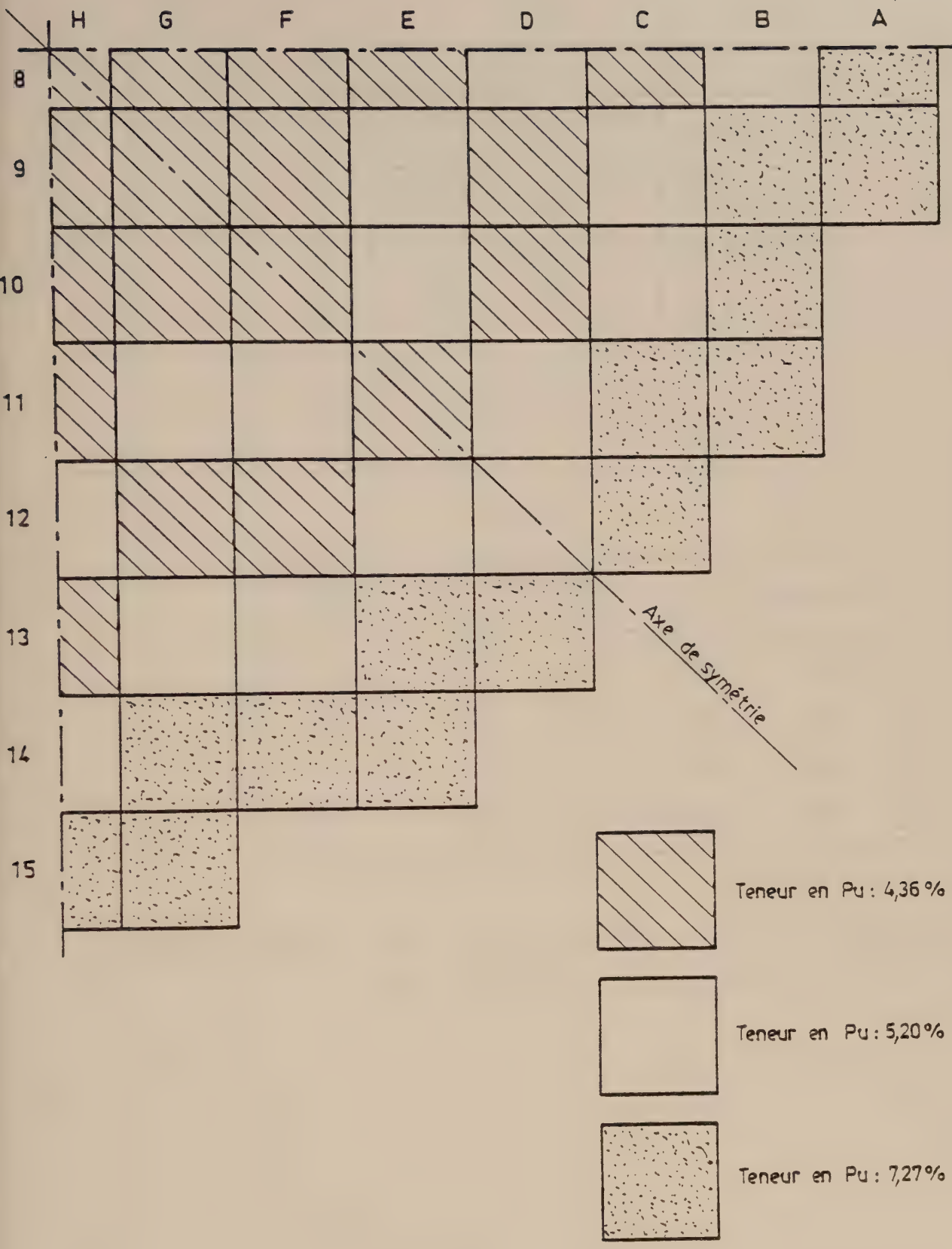


FIGURE III / 2.2.5 _a_ Cœur ThO_2 - PuO_2

Premier cycle

Deuxième recherche d'un nouveau plan de chargement

REGION	IRRADIATION (MWj/T)	
	MOYENNE AU COURS DU CYCLE	CUMULEE
1	11 620	11 620
2	11 745	11 745
3	7 940	7 940
COEUR	10 450	

IRRADIATION (MWj/T)	C_B (ppm)	EFFICACITE (pcm/ppm)	Fxy	LOCALISATION
0 Xe nul	2 985	- 3,66	1,412	E9
1 000	1 955	- 3,74	1,343	E9
6 000	780	- 4,14	1,300	D8
10 450	60	- 4,52	1,300	B9

TABLEAU III/2.2.3 : Coeur ThO_2-PuO_2. Cycle 1. Irradiation moyenne par région. Concentration et efficacité du bore critique. Pic de puissance.

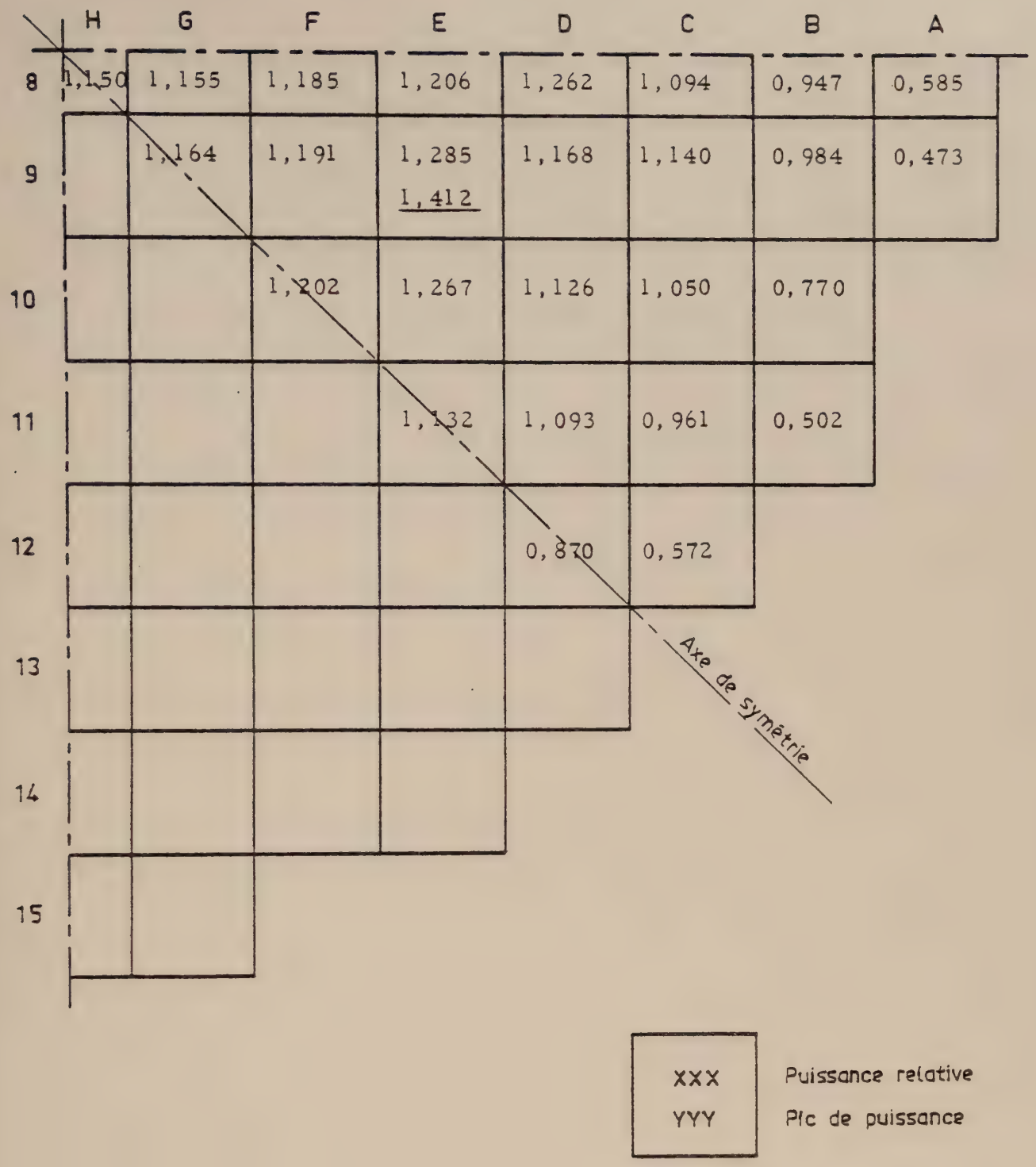


FIGURE III / 2.2.5_b _ Cœur ThO_2 - PuO_2

Distribution de puissance par assemblage

Premier cycle, BOL, xénon nul

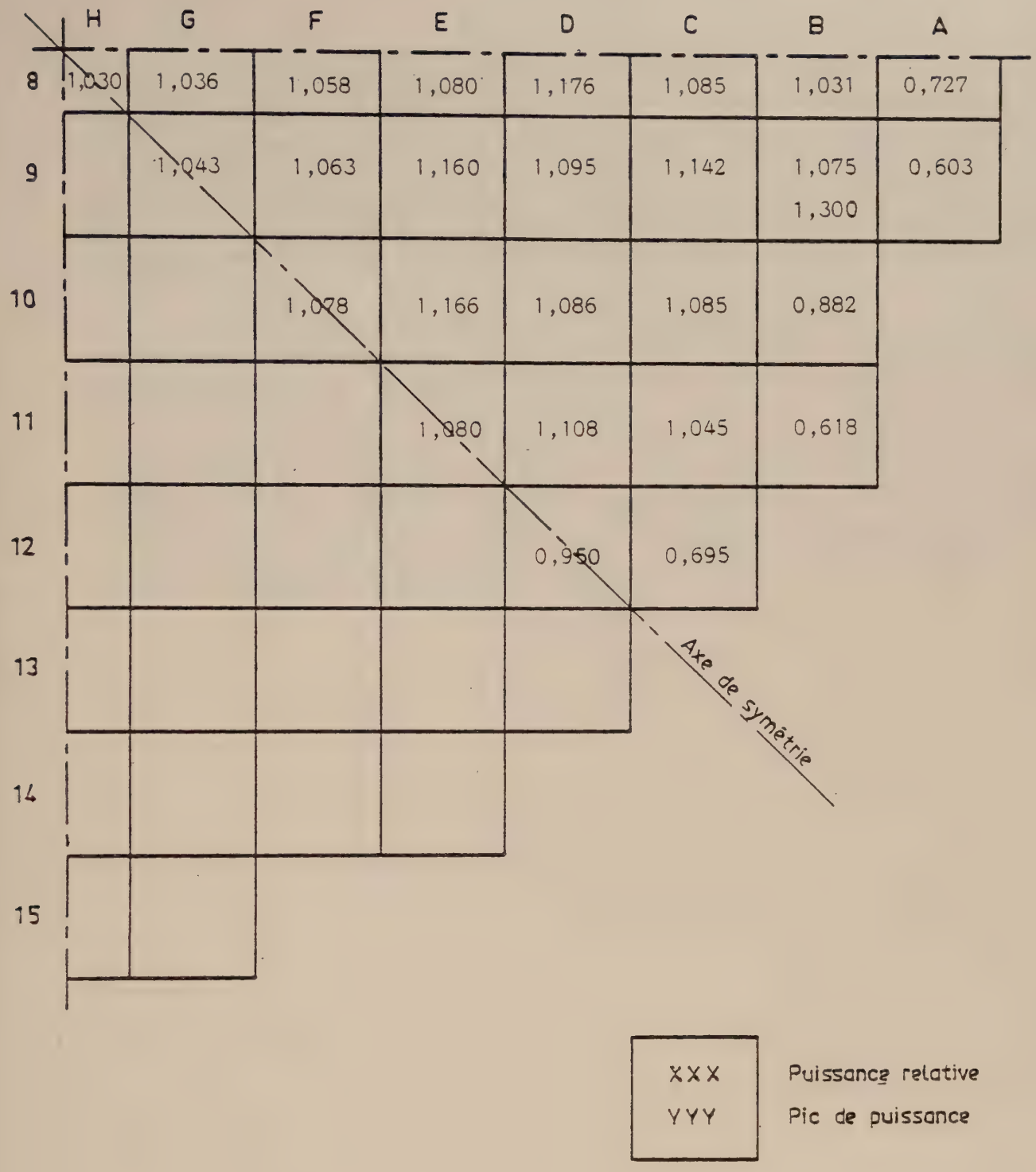


FIGURE III / 2.2.6. – Cœur $ThO_2 - PuO_2$

Distribution de puissance par assemblage

Premier cycle, EOL

Si on regarde les figures III/2.2.3 et III/2.2.4 on remarque que les gradients de puissance dans les assemblages périphériques sont moins importants. Le facteur de point chaud se trouve dans un assemblage au centre du coeur pendant une grande partie du cycle. Cet assemblage a la puissance relative la plus importante, mais les puissances dégagées dans les assemblages voisins, sont aussi élevées. En fin de vie le facteur de point chaud se positionne dans un assemblage périphérique car la puissance dégagée dans celui-ci augmente (figure III/2.2.4).

Cette stratégie de chargement du premier coeur, qui s'éloigne notablement de celle du cycle uranium, permet de satisfaire le critère le plus sévère, à savoir Fxy $\leq$ 1,435. La durée de campagne, 264 jepp, est courte par rapport au cycle UO_2, mais c'est surtout le cycle à l'équilibre qui nous intéresse. Le cycle est déclaré terminé à 60 ppm de bore. Les principaux résultats concernant ce cycle sont reportés dans le tableau III/2.2.3. Il est à noter que la concentration critique en bore est de près de 3000 ppm, puisque l'on n'utilise pas de poisons consommables. De plus, l'efficacité différentielle du bore est inférieure de plus de 60% par rapport au cas de référence, mais la réactivité potentielle est plus faible.

.../...

III-2-3 - Coefficient de température du modérateur en début du premier cycle.

Pour déclarer ce cycle satisfaisant, il nous faut vérifier que le coefficient de température du modérateur est bien négatif, malgré les quelques 3000 ppm de bore.

Pour cela de nouvelles bibliothèques à une température de modérateur égale à 286°C ont été constituées et ceci à irradiation nulle. Nous avons ensuite effectué un calcul de coeur, fixant la concentration du bore à la concentration critique (du cas à 306°C) et en recherchant quel était la variation de réactivité. Les résultats sont les suivants :

	C_B (ppm)	$\frac{\partial \rho}{\partial C_B}$ (pcm/ppm)	Réactivité (pcm)
T_M = 306°C	2 985	- 3,66	0
T_M = 286°C	2 985	- 3,85	+ 280

TABLEAU III/2.3 : Coeur ThO_2-PuO_2 - cycle 1 - BOL - Insertion de réactivité lorsque T_M passe de 306°C à 286°C.

L'insertion de réactivité est de + 280 pcm. Par conséquent, malgré des concentrations en bore de 3000 ppm, le coefficient de température du modérateur est négatif. Il est égal à :

$$\left(\frac{\Delta \rho}{\Delta T_M} \right)_{CB} = - 14 \text{ pcm/°C}$$

$$\Delta T_M = 306°C - 286°C$$

Ce résultat a pour cause la sous modération du réseau lorsue la température du modérateur augmente la quantité de bore/cm^3 diminue, c'est un effet positif sur la réactivité. Il ne suffit pas à compenser l'effet négatif due à la variation de la modération. L'efficacité différentielle du bore est très petite dans notre cas.

III-3 - Etudes des cycles transitoires et du cycle à l'équilibre

Au paragraphe précédent nous avons montré que l'on pouvait démarrer un réacteur à l'aide d'un coeur entièrement constitué d'un combustible ThO_2-PuO_2. Le plan de chargement de ce premier coeur, qui s'éloigne notablement du plan de chargement d'un coeur UO_2, nous a permis de respecter le critère du facteur de point chaud. De plus, pour ce premier cycle tous les assemblages sont homogènes et aucun ne contient de poisons consommables. La concentration critique en bore en début de cycle est de quelques 3000 ppm, mais ceci ne doit pas être choquant puisqu'on vient de voir que le coefficient de température du modérateur était négatif. Du point de vue chimie, on montre que des concentrations supérieures à 20000 ppm, ne poseraient pas de problèmes majeurs.

III-3-1 - Cycle II

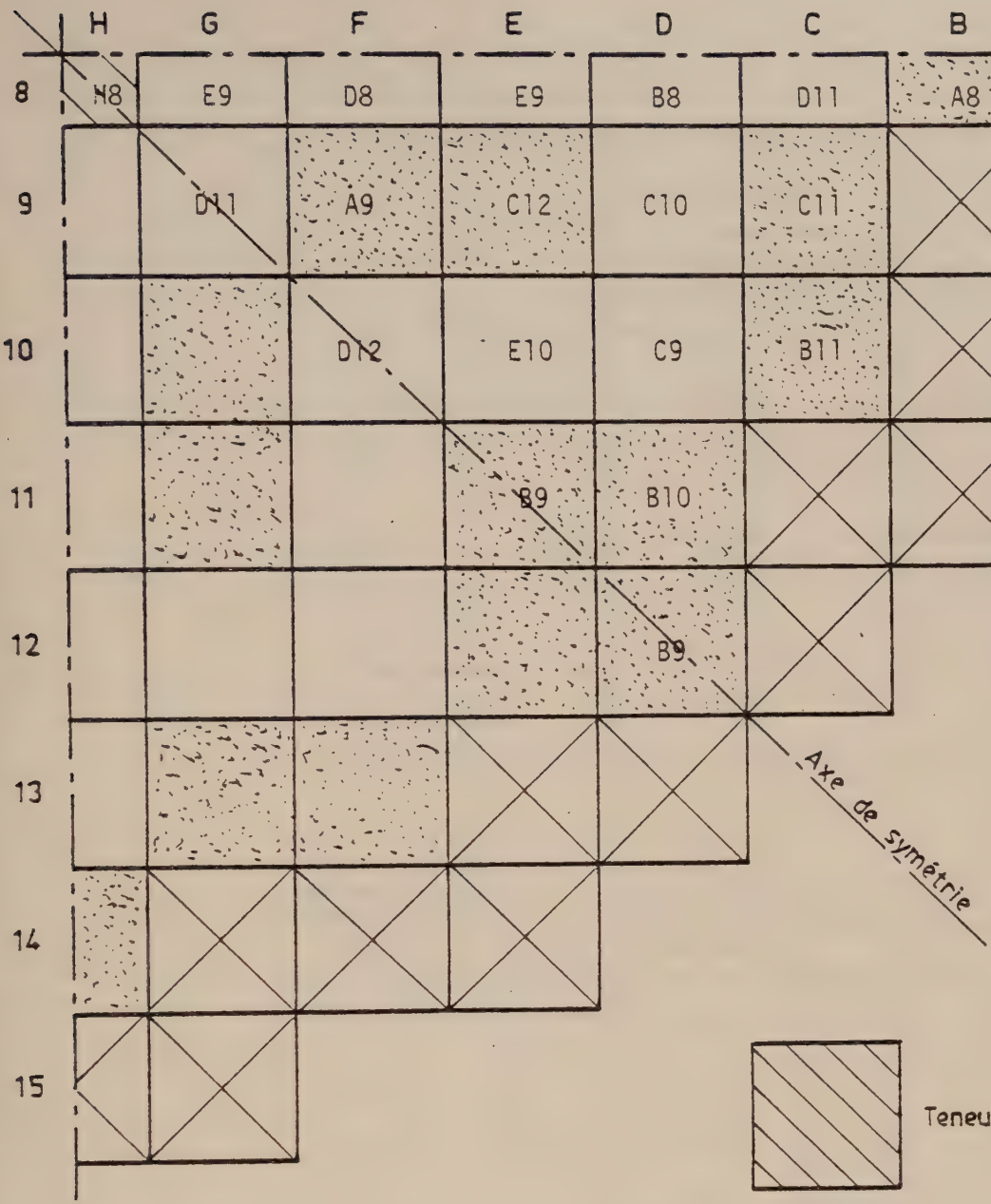
A la fin du premier cycle, les assemblages dont la teneur en plutonium est égale à 4,36% sont déchargés. On utilise le moins irradié pour la position centrale. Le plan de chargement-repositionnement est présenté dans la figure III/3.1.1. Nous avons utilisé le code OEDIPE pour optimiser ce plan de chargement. Les résultats correspondant sont présentés dans le tableau III/3.1. Les distributions de puissance par assemblage en début de cycle sont indiquées sur la figure III/3.1.2.

L'assemblage le plus chaud dégage une puissance de près de 25% supérieure à la puissance moyenne du coeur.

Le facteur de point chaud est égal à 1,45 environ, le Xénon étant nul. Il est inférieur à 1,435 dès sa saturation.

L'irradiation moyenne du coeur, cumulée au cours de ce cycle, est de 9100 MWj/t, la longueur de campagne est par conséquent de 223 jepp.

.../...



Teneur en Pu : 4,36 %

Teneur en Pu : 5,20 %

Teneur en Pu : 7,27 %
2ème cycle d'irradiation

Teneur en Pu : 7,27 %
1er cycle d'irradiation

FIGURE III / 3.1.1. – Cœur $ThO_2 - PuO_2$

Plan de chargement – repositionnement

Cycle 2

REGION	IRRADIATION (MWj/T)	
	MOYENNE AU COURS DU CYCLE	CUMULEE
1 Ass. central	6 940	18 200
2	9 015	20 730
3	10 612	18 552
4	7 720	7 720
COEUR	9 100	

IRRADIATIONS (MWj/T)	C_B (ppm)	EFFICACITE (pcm/ppm)	Fxy	Localisation
0 Xe nul	2 075	- 3,41	1,446	B9
1 000	1 372	- 3,49	1,385	B9
6 000	513	- 3,80	1,335	F9
9 100	60	- 4,04	1,310	F9

TABLEAU III/3.1 : Coeur ThO_2-PuO_2 - Cycle 2 - Irradiation moyenne par région - Concentration et efficacité du bore critique Pic de puissance.

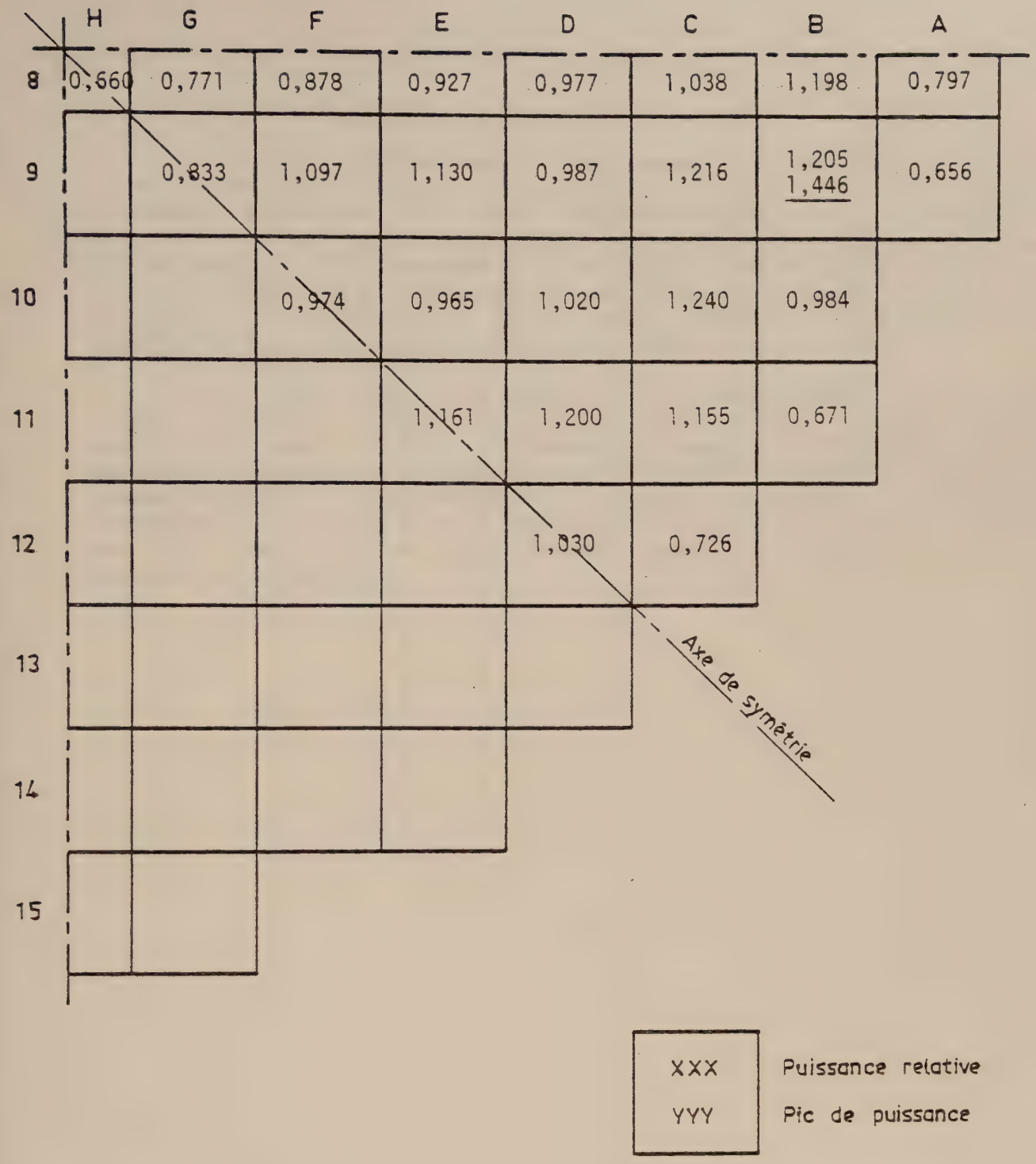


FIGURE III/3.1.2. – Cœur ThO_2 – PuO_2

Distribution de puissance par assemblage

Cycle 2, BOL, xénon nul

III-3-2 - Cycle III

Le réarrangement des assemblages constituant les régions 3 et 4 est fait suivant le plan de la figure III/3.2.1. A noter que le coeur ne contient plus que des assemblages dont la teneur initiale en plutonium est égale à 7,27%, à l'exception de l'assemblage central. Le tableau III/3.2 regroupe les résultats relatifs à ce cycle. La carte des puissances relatives en début de cycle est présentée dans la figure III/3.2.2. L'assemblage le plus chaud dégage une puissance de 22% supérieure à la puissance moyenne du coeur.

On peut remarquer la valeur assez remarquable du facteur de point chaud : 1,386 en début de vie, le Xénon étant nul, qui décroît avec le taux d'irradiation jusqu'à 1,30. Cette valeur peut permettre de chercher éventuellement d'autres plans de rechargement-repositionnement, pour optimiser ce cycle et obtenir une longueur de campagne à l'équilibre plus importante. Celle-ci est égale à 11250,MWj/t, soit 276 jepp. Elle est relativement longue et compense celle, un peut courte, du cycle 2.

.../...

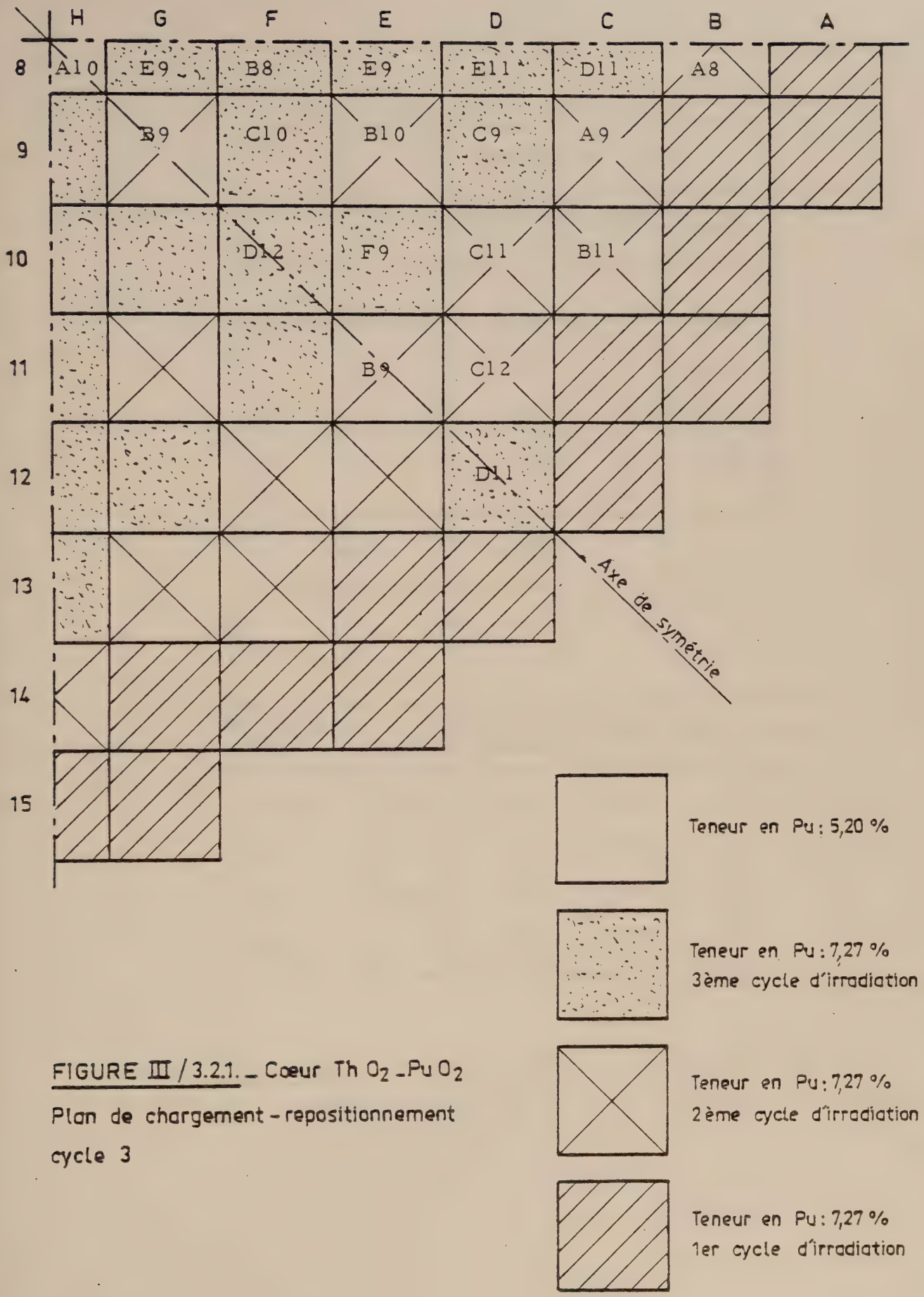


FIGURE III / 3.2.1. _ Cœur ThO_2 - PuO_2

Plan de chargement - repositionnement

cycle 3

REGION	IRRADIATION (MWj/T)	
	MOYENNE AU COURS DU CYCLE	CUMULEE
2 Ass. central	9 350	28 250
3	11 870	30 420
4	13 020	20 740
5	8 820	8 820
COEUR	11 250	

IRRADIATION (MWj/T)	C_B (ppm)	EFFICACITE (pcm/ppm)	Fxy	Localisation
0 Xe nul	2 445	- 3,10	1,386	B9
1 000	1 733	- 3,15	1,350	C9
6 000	840	- 3,40	1,335	C9
11 250	60	- 3,70	1,322	C9

TABLEAU III/3.2 : Coeur ThO_2-PuO_2 - Cycle 3 - Irradiation moyenne par région - Concentration et efficacité du bore critique Pic de puissance.

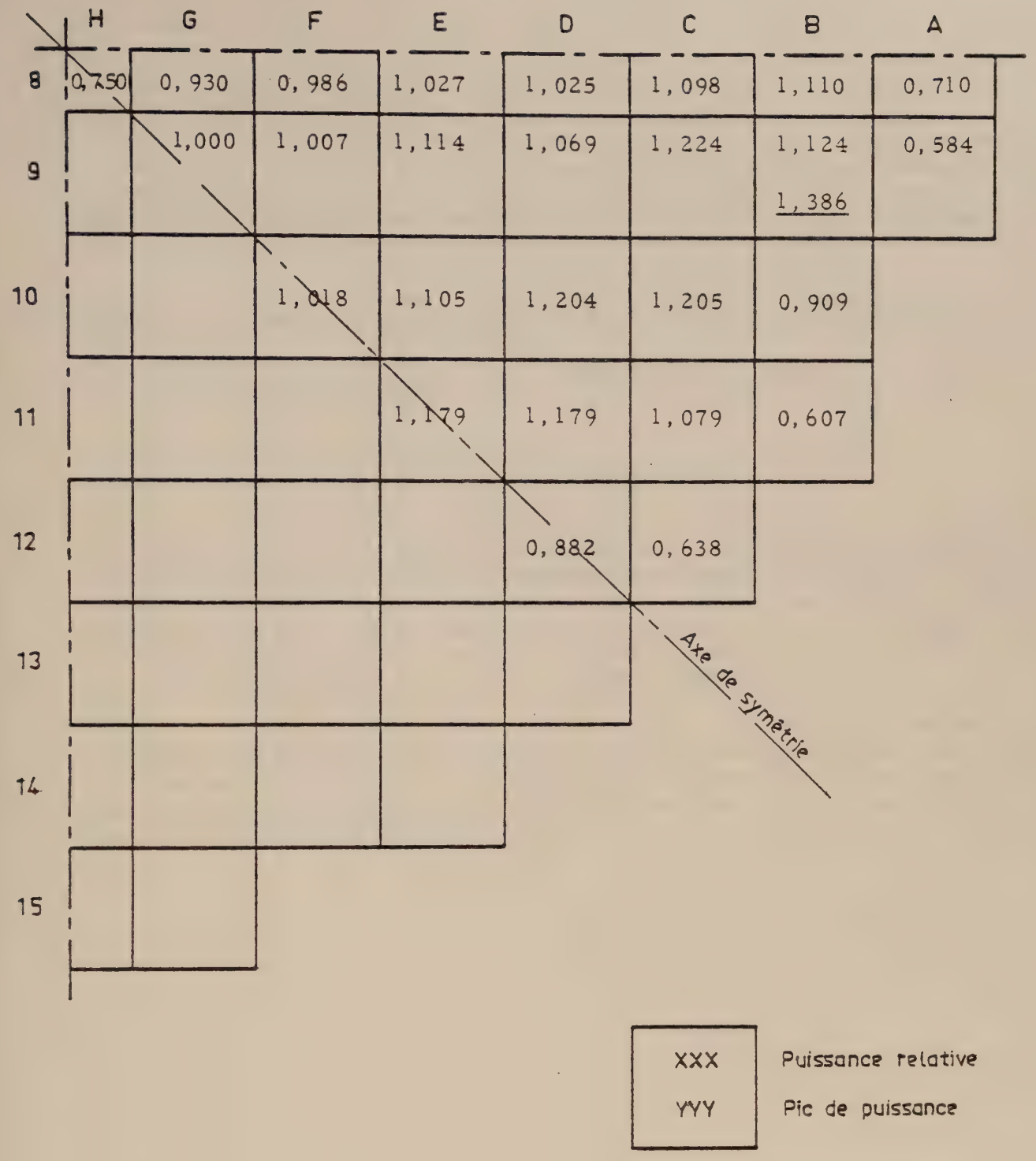


FIGURE III / 3.2.2._ Cœur ThO_2 - PuO_2

Distribution de puissance par assemblage

Cycle 3, BOL, xénon nul

III-3-3 - Cycle IV

Le plan de chargement retenu pour ce cycle est donné dans la figure III/3.3.1. Le coeur est maintenant entièrement constitué d'assemblages dont la teneur initiale en plutonium est égale à 7,27%. Les caractéristiques de ce cycle sont portées dans le tableau III/3.3 et la carte des puissances relatives sur la figure III/3.3.2.

Le facteur de point chaud, le Xénon étant nul, est égal à 1,41 environ. Il décroît en cours d'irradiation jusqu'à 1,30.

La longueur de campagne est égale à 10200 MWj/t ce qui correspond à 250 jepp.

III-3-4 - Cycle V et Cycle VI (équilibre)

Le plan de chargement du cycle V est présenté sur la figure III/3.4. A partir de ce cycle les opérations de déchargement-repositionnement se feront d'une manière identique pour tous les autres cycles qui vont suivre. L'assemblage central peut être différent de celui qui a été choisi pour ce cycle (ce qui est le cas pour le cycle VI). En principe on réutilise l'assemblage le moins irradié de ceux qui ont été déchargés à la fin du cycle précédent.

Les résultats de ces deux cycles sont présentés dans les tableaux III/3.4.1 et III/3.4.2. Ils sont très semblable (les éventuelles différences proviennent de l'assemblage central qui n'a pas été choisi de la même manière), les distributions de puissances de ces cycles sont pratiquement identiques à celles du cycle 4, on a atteint l'équilibre.

.../...

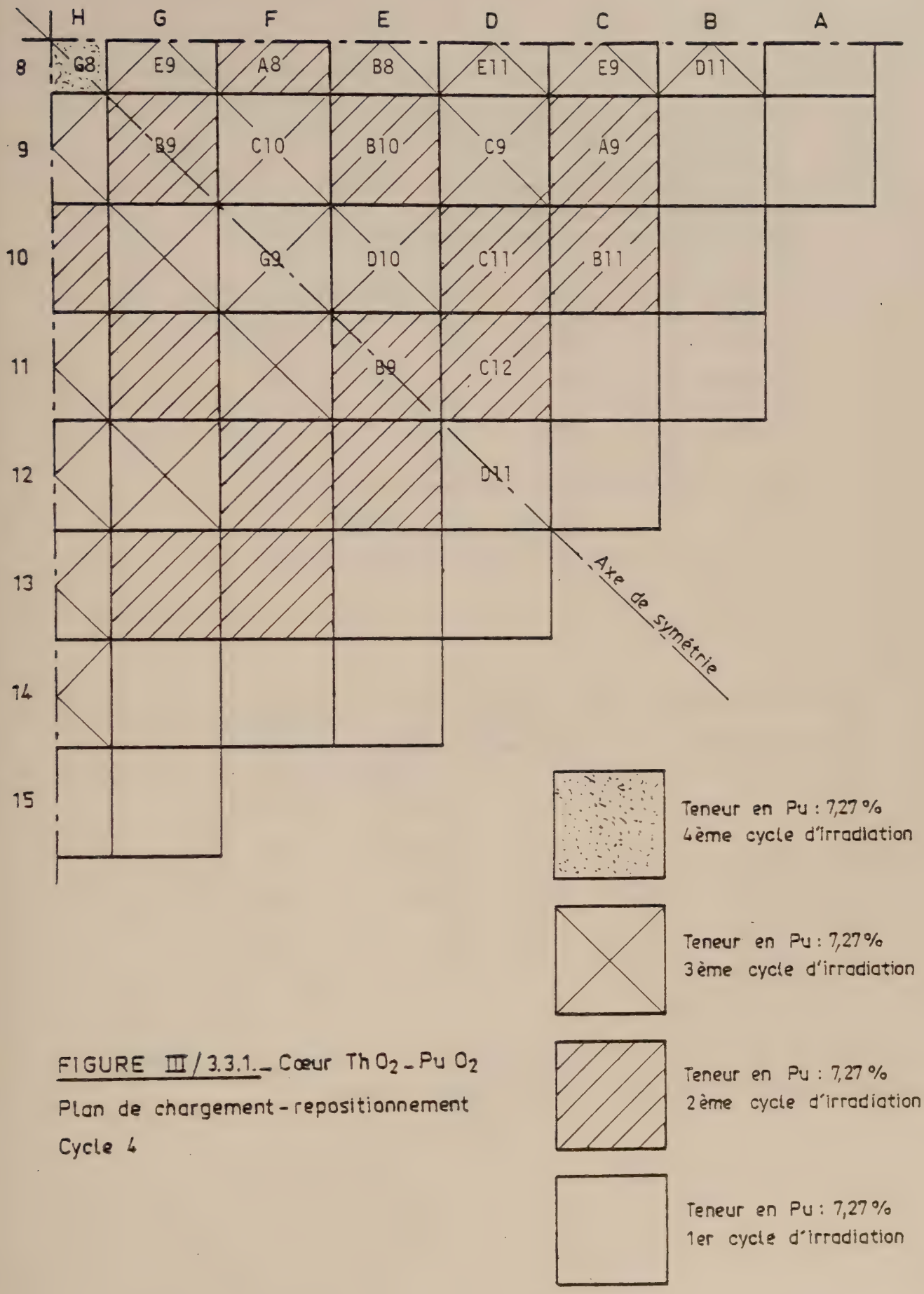


FIGURE III / 3.3.1. – Cœur $ThO_2 - PuO_2$

Plan de chargement - repositionnement

Cycle 4

REGION	IRRADIATION (MWj/T)	
	MOYENNE AU COURS DU CYCLE	CUMULEE
3 Ass. central	9 500	38 260
4	10 600	31 344
5	11 890	20 710
6	8 060	8 060
COEUR	10 200	

IRRADIATION (MWj/T)	C_B (ppm)	EFFICACITE (pcm/ppm)	Fxy	Localisation
0 Xe nul	2 260	- 3,14	1,411	C11
1 000	1 550	- 3,20	1,361	C10
6 000	675	- 3,45	1,320	C10
10 200	60	- 3,71	1,300	C9

TABLEAU III/3.3 : Coeur ThO_2-PuO_2 - Cycle 4 - Irradiation moyenne par région - Concentration et efficacité du bore critique Pic de puissance.

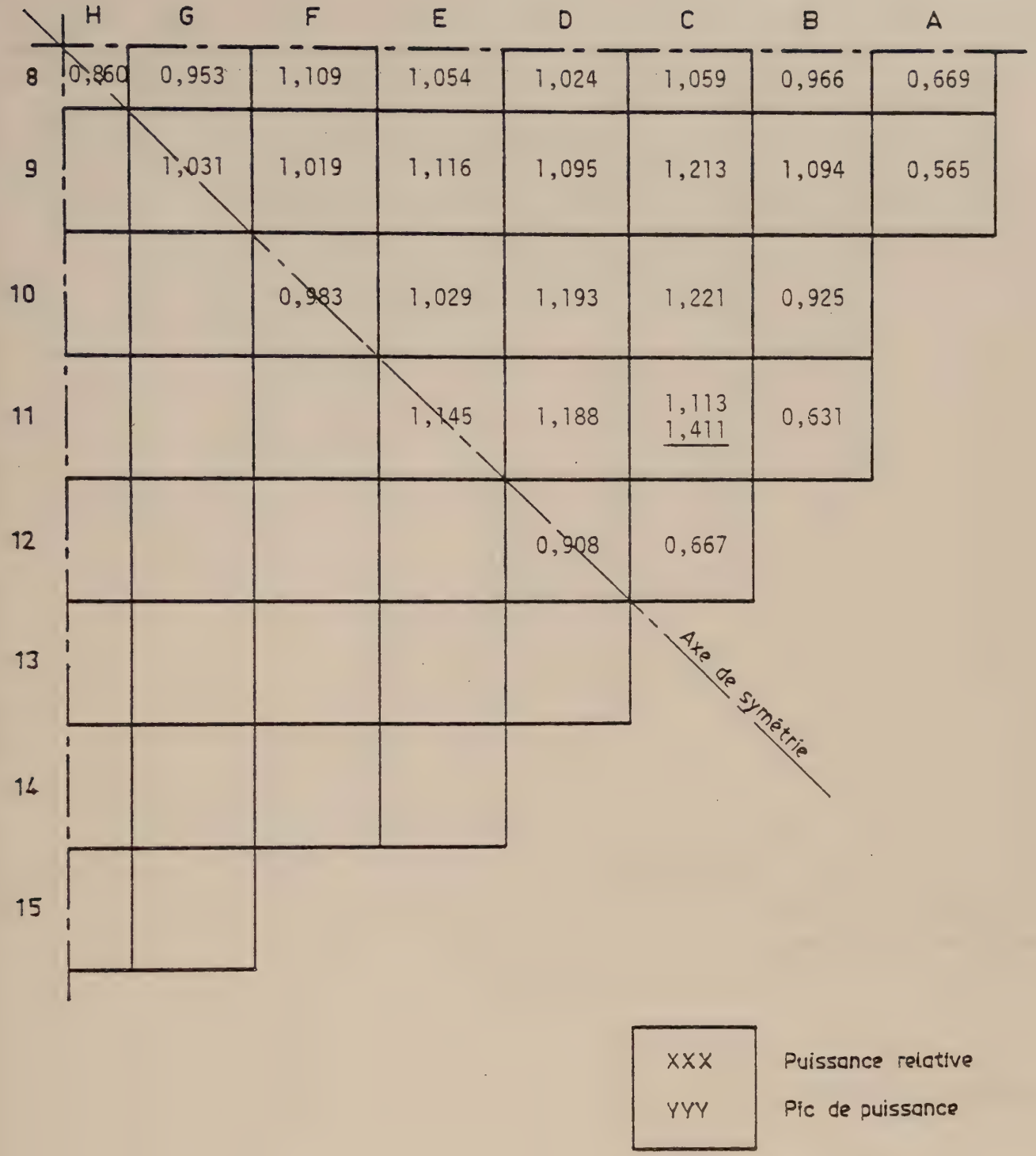


FIGURE III / 3.3.2. _ Cœur ThO_2 - PuO_2

Distribution de puissance par assemblage

Cycle 4, BOL, xénon nul

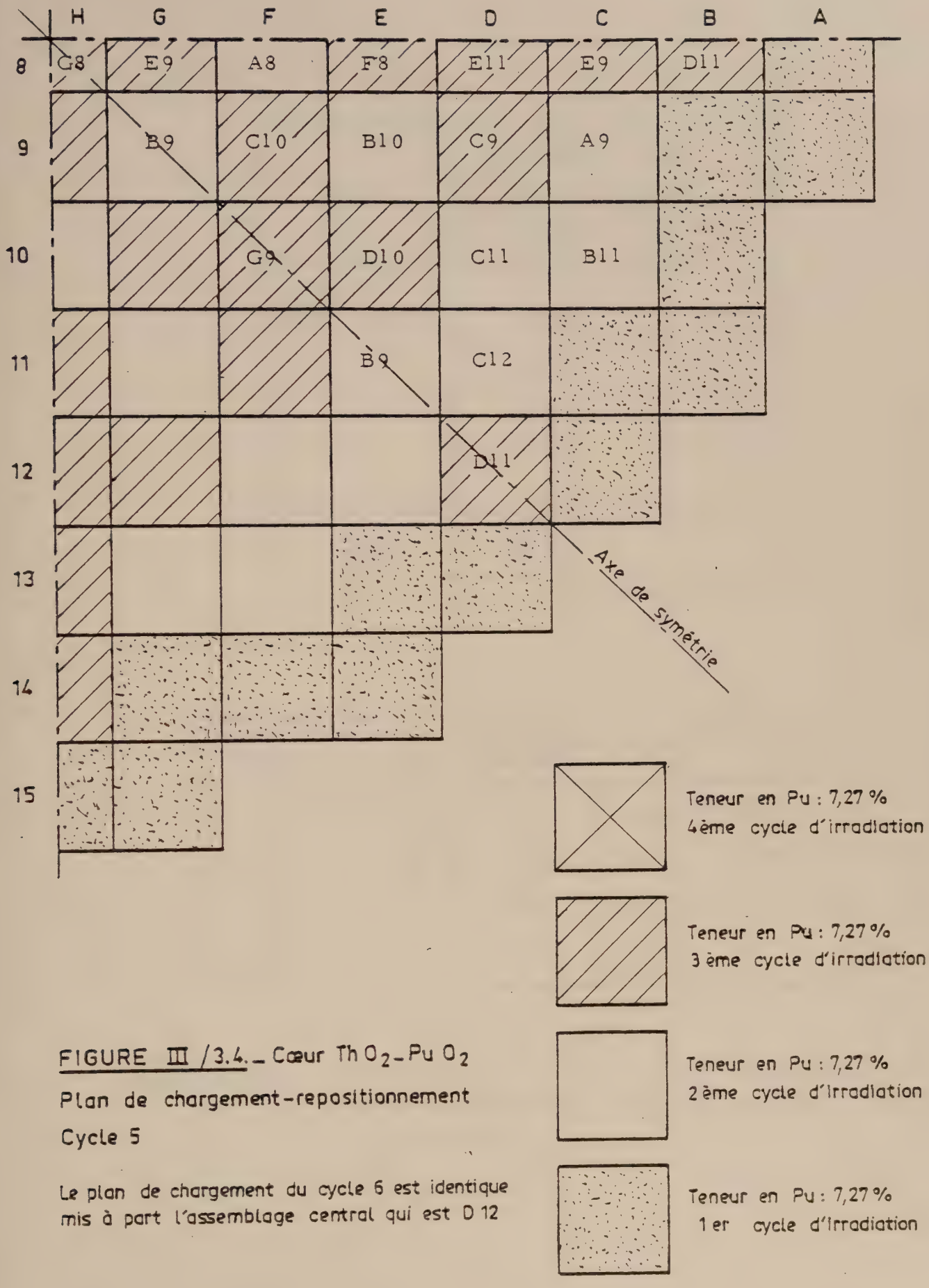


FIGURE III /3.4._ Cœur ThO_2-PuO_2

Plan de chargement-repositionnement

Cycle 5

Le plan de chargement du cycle 6 est identique mis à part l'assemblage central qui est D 12

REGION	IRRADIATION (MWj/T)	
	MOYENNE AU COURS DU CYCLE	CUMULEE
4 Ass. central	9 450	38 200
5	10 900	31 600
6	12 300	20 350
7	8 250	8 250
COEUR	10 500	

IRRADIATION (MWj/T)	C_B (ppm)	EFFICACITE (pcm/ppm)	Fxy	Localisation
0 Xe nul	2 300	- 3,13	1,410	C11
1 000	1 600	- 3,19	1,365	C10
6 000	710	- 3,44	1,326	C10
10 500	60	- 3,70	1,300	C9

TABLEAU III/3.4.1 : Coeur ThO_2-PuO_2 - Cycle 5 - Irradiation moyenne par région - Concentration et efficacité du bore critique Pic de puissance

REGION	IRRADIATION (MWj/T)	
	MOYENNE AU COURS DU CYCLE	CUMULEE
5 Ass. central	9 900	3 844
6	10 980	31 330
7	12 300	20 560
8	8 250	8 250
COEUR	10 520	

IRRADIATION (MWj/T)	C_B (ppm)	EFFICACITE (pcm/ppm)	Fxy	Localisation
0 Xe nul	2 320	- 3,13	1,398	C11
1 000	1 600	- 3,18	1,360	C10
6 000	725	- 3,43	1,321	C10
10 520	60	- 3,70	1,297	C9

TABLEAU III/3.4.2 : Coeur ThO_2-PuO_2 - Cycle 6 - Irradiation moyenne par région - Concentration et efficacité du bore critique Pic de puissance.

III-3-5 - Récapitulatif

Les principaux résultats du cycle à l'équilibre que l'on peut retenir sont les suivants :

- la longueur de campagne est égale à 10500 MWj/t environ, ce qui correspond à 258 jepp ;

- la concentration en bore critique en début de cycle (Xénon nul) est égale à 2300 ppm. Son efficacité varie entre - 3 et - 4 pcm/ppm, elle augmente au cours du cycle car, comme on l'a déjà vu, le spectre des neutrons se "ramollit", la quantité de plutonium diminuant avec l'épuisement ;

- le facteur de point chaud est égal en début de vie à 1,40 environ. Dès la saturation du Xénon il atteint 1,37 puis décroît en cours d'irradiation jusqu'à 1,30 ;

- l'irradiation moyenne du combustible de rejet est de 31500 MWj/t environ, l'assemblage le plus irradié pouvant atteindre 40000 MWj/t.

Voici résumées dans le tableau suivant, ces principales caractéristiques.

	ThO_2-PuO_2	UO_2
Longueur de campagne :	10 500 MWj/T 258 Jepp	10 700 MWj/T 284 Jepp
Concentration en bore : critique, BOL	2 300 ppm	1 480 ppm
Efficacité du bore :	de - 3 à - 4 pcm/ppm	de - 8 à - 9 pcm/ppm
Fxy	de 1,41 à 1,30	de 1,39 à 1,21
Irradiation de rejet :	31 500 MWj/T	32 000 MWj/T

TABLEAU III/3.5 : Comparaison des principales caractéristiques des cycles UO_2 et ThO_2-PuO_2.

III-4 - Bilans matières

III-4-1 - Bilans matières des premiers cycles et du cycle à l'équilibre

Dans le tableau III/4.1.1, on présente un inventaire des masses des différents isotopes constituant le combustible du premier coeur. Les résultats sont donnés pour chacun des trois lots et sur l'ensemble du coeur. Le lot 1, représentant 53 assemblages, est plus lourd que les lots 2 et 3 qui contiennent chacun 52 assemblages. Les bilans matières des deux premiers cycles sont donnés dans les tableaux III/4.1.2 et III/4.1.3.

A la fin du premier cycle on décharge 52 assemblages dont la teneur initiale du plutonium était égale à 4,36%, l'irradiation moyenne de ces assemblages est de 12000 MWj/t. A la fin du deuxième cycle, le déchargement est représenté par 51 assemblages dont la teneur initiale en plutonium était de 5,2%, plus le 53ème assemblages à 4,36% qui a subi 2 cycles d'irradiation. Tous ces assemblages ont une irradiation moyenne de 20000 MWj/t. Enfin le tableau III/4.1.4 présente le bilan matière du cycle à l'équilibre, c'est-à-dire le bilan en matière des 52 assemblages neufs dont la teneur en plutonium est égale à 7,27%, chargés en début de cycle, et de 52 assemblages que l'on décharge à la fin d'un cycle à une irradiation moyenne de 32000 MWj/t.

Dans la figure III/4.1.1, on a représenté les productions et les consommations des principaux isotopes lourds, au cours du cycle à l'équilibre (longueur de campagne égale à 257 jepp), d'un réacteur de 920 MWe type Bugey 2. On a aussi indiqué dans cette figure les diverses sources de production de l'énergie.

.../...

ISOTOPES	Lot 1 4,36 % 53 ass.	Lot 2 5,2 % 52 ass.	Lot 3 7,27 % 52 ass.	TOTAL
Th 232	21 693	21 098	20 640	63 431
Pu 238	10	11	16	37
Pu 239	571	669	935	2 175
Pu 240	218	255	357	830
Pu 241	136	159	223	518
Pu 242	53	63	87	203
Pu fissile	707	828	1 158	2 693
Pu total	988	1 157	1 618	3 763
TOTAL	22 681	22 255	22 258	67 194

TABLEAU III/4.1.1 : Premier coeur ThO_2-PuO_2

Inventaire des masses des noyaux constituant le combustible (exprimé en Kg, valeurs arrondies au kg)

ISOTOPES	MASSES (Kg) BOL	%	MASSES (Kg) EOL 12 000 MWj/T	%	BILAN
Th 232	21 284	95,64	21 116	96,14	- 168
Pa 233	-		22		+ 22
U 233	-		115		+ 115
U 234	-		6,6		+ 6,6
U 235	-		0,4		+ 0,4
U Total	-	-	144	0,66	+ 144
Pu 238	9,8		8,5		- 1,3
Pu 239	560		283		- 277
Pu 240	214		208		- 6
Pu 241	134		138		+ 4
Pu 242	53		65,5		+ 12,5
Pu fissile	694	3,12	421	1,92	- 273
Pu total	971	4,36	703	3,20	- 268
TOTAL	22 255	100	21 963	100	- 292

TABLEAU III/4.1.2 : Coeur ThO_2-PuO_2 - Cycle 1 - Bilan matière - Déchargement de 52 assemblages - 4,36 %

ISOTOPES	51 ass. (12000 MWj/T) 5,2 %	1 ass. (20 000 MWj/T) 4,36 %	TOTAL
Th 232	20 431	404	20 835
Pa 233	21,5	0,5	22
U 233	173,4	3,6	177
U 234	12,4	6,6	19
U 235	1	-	1
U Total	208	10,7	219
Pu 238	9,9	0,1	10
Pu 239	237	3	240
Pu 240	225,5	3,5	229
Pu 241	155,5	2,5	158
Pu 242	83,5	1,5	85
Pu fissile	392,5	5,5	398
Pu total	711,4	10,6	722
TOTAL	21 351	425	21 776

TABLEAU III/4.1.3 : Coeur ThO_2-PuO_2 - Cycle 2 - Déchargement de
51 assemblages à 5,2 %
1 assemblage à 4,36 %
(exprimé en Kg).

ISOTOPES	MASSES CHARGEES BOL	%	MASSES DECHARGEES EOL	%	BILAN
Th 232	20 640	92,73	20 260	94,10	- 380
Pa 233	-		20	0,09	+ 20
U 233	-		238	1,11	+ 238
Pa 233 + U 233	-		257	1,20	+ 257
U 232	-		1,3	60 ppm	+ 1,3
U 234	-		19	0,09	+ 19
U 235	-		3	0,01	+ 3
U Total	-	-	280	1,30	+ 280
Pu 238	16		16	0,07	-
Pu 239	935		284	1,32	- 651
Pu 240	357		300	1,39	- 57
Pu 241	223		209	0,97	- 14
Pu 242	87		119	0,55	+ 32
Pu fissile	1 158	5,20	493	2,29	- 665
Pu total	1 618	7,27	928	4,30	- 690
Am 41	-		12	0,3	+ 60
Cm 42	-		3		
Am 43	-		34		
Cm 44	-		11		
TOTAL	22 258	100	21 528	100	- 730

TABLEAU III/4.1.4 : Coeur ThO_2-PuO_2 - Cycle à l'équilibre - Bilan matière
Chargement et déchargement de 52 assemblages.
(Exprimé en Kg, valeurs arrondies au Kg).

RÉACTEUR 920 MWe
EQUILIBRE

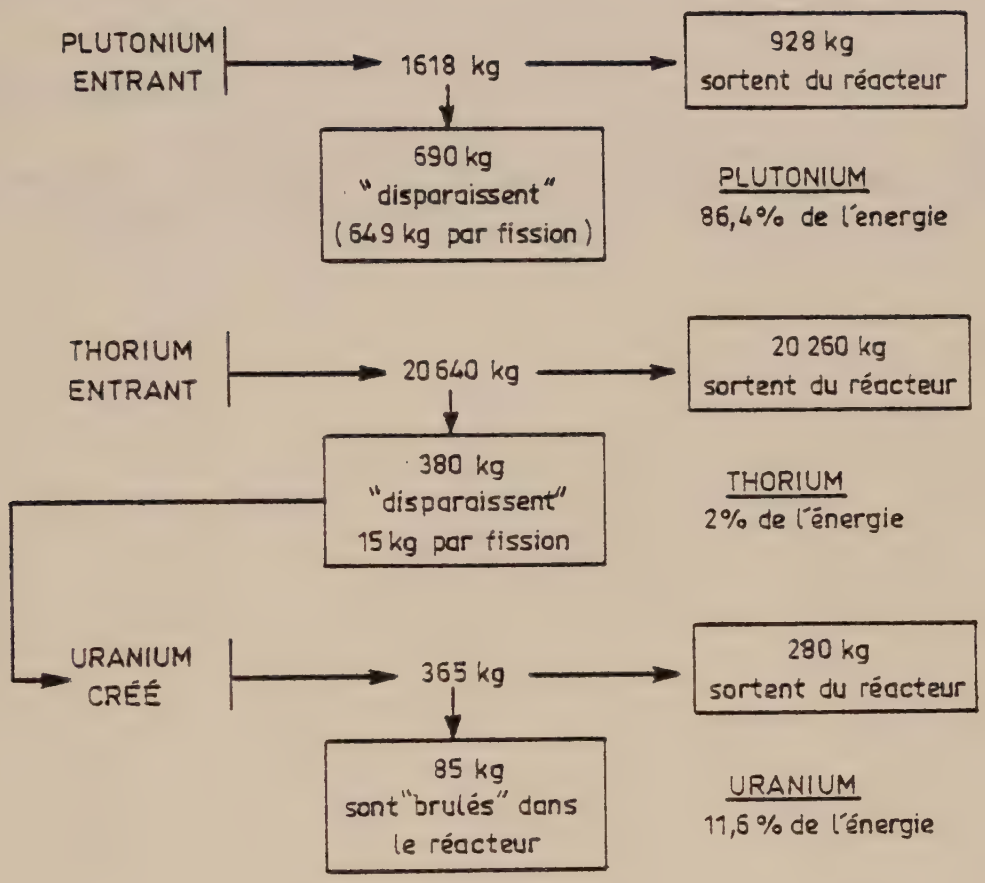


FIGURE III / 4.1.1 _ Cycle $Th\,O_2$ - $Pu\,O_2$
Consommation de plutonium et production d'uranium

Sur ces bilans matières on peut retenir les principaux résultats suivants :

- le premier chargement en combustible, nécessite 3,7 tonnes de plutonium ;

- pendant le premier cycle, on consomme 40% du plutonium fissile. La consommation en plutonium total représente 27% ;

- le facteur de conversion moyenné sur la totalité du premier cycle est égal à 0,72.

Cycle à l'équilibre

Pendant ce cycle la consommation en plutonium fissile est de 57% : soit 70% du Pu 239 et 6% du Pu 241. La consommation en plutonium total est de 43%.

.../...

III-4-2 - Facteur de conversion

Le facteur de conversion est, rappelons le, dans notre cas :

$$C = \frac{\sum_{F=1}^{F=4} N_F \, \bar{\sigma}_F^c}{\sum_{f=1}^{f=4} N_f \, \bar{\sigma}_f^a}$$

où $\bar{\sigma}_F^c$ représente les sections microscopiques moyennes de capture des éléments fertiles :

F = 1	Th 232
F = 2	U 234
F = 3	Pu 238
F = 4	Pu 240

$\bar{\sigma}_f^a$ les sections microscopiques moyennes d'absorption des éléments fissiles :

f = 1	U 233
f = 2	U 235
f = 3	Pu 239
f = 4	Pu 241

Ce facteur dépend du taux de combustion, il a été représenté sur la figure III/4.2. Le facteur de conversion moyen au cours d'un cycle à l'équilibre est égal à :

$$\bar{C} = 0,64$$

.../...

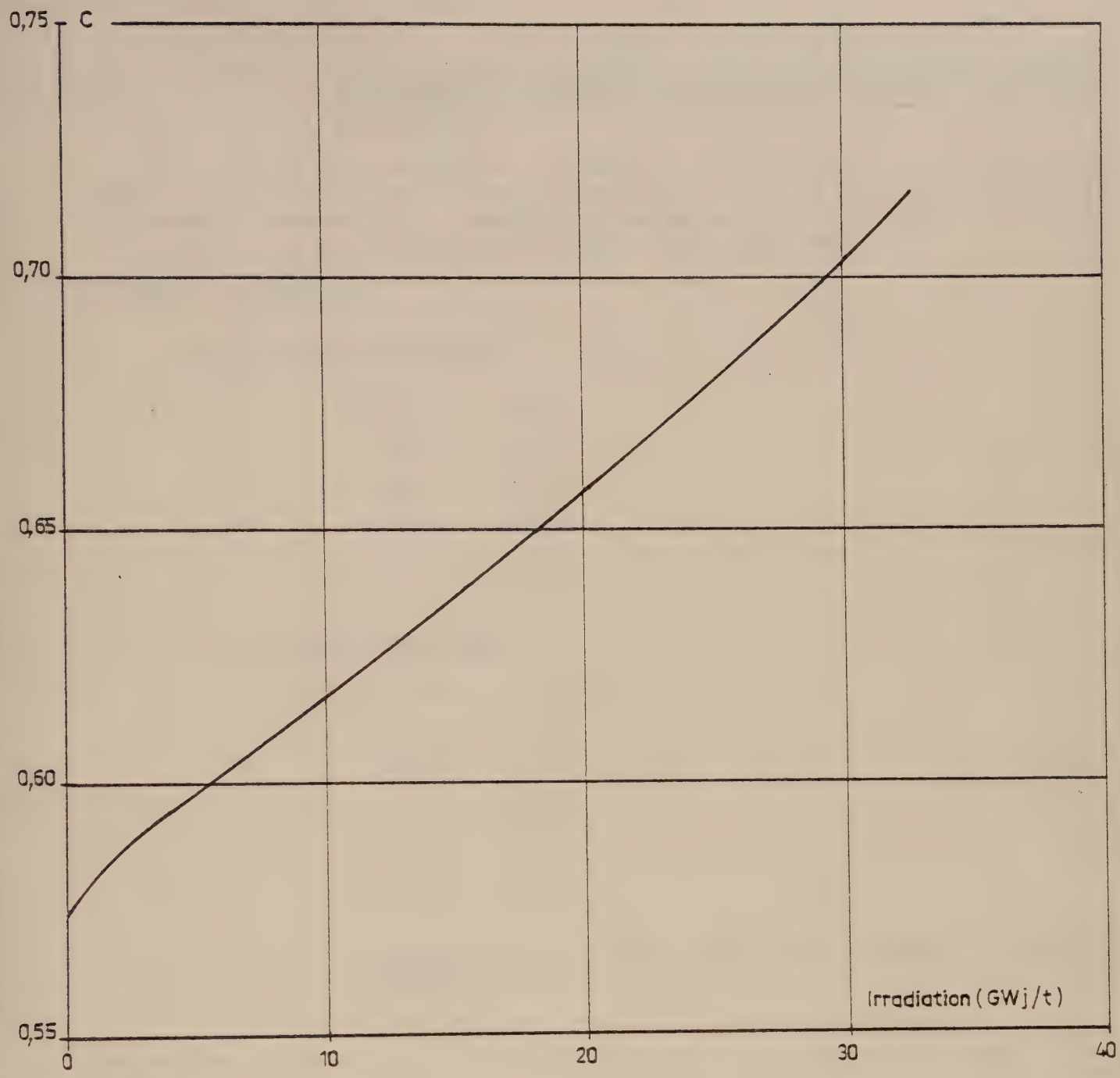


FIGURE III/4.2. - Evolution du facteur de conversion

III-4-3 - Composition isotopique de l'uranium et du plutonium déchargés. Facteurs d'équivalence dans les PWR et les FBR

Les compositions isotopiques de l'uranium et du plutonium obtenues à la fin d'un cycle d'irradiation (cycle à l'équilibre) sont indiquées ci-dessous. Le combustible déchargé dont provient cet uranium et ce plutonium a une irradiation moyenne de 32000 MWj/t.

Composition isotopique

de l'uranium déchargé :

U 232 :	0,46%
U 233 :	92,00%
U 234 :	6,60%
U 235 :	0,90%
U 236 :	0,04%

du plutonium déchargé :

Pu 238 :	1,72%
Pu 239 :	30,60%
Pu 240 :	32,33%
Pu 241 :	22,53%
Pu 242 :	12,82%
Pu fissile :	53,13%

Facteurs d'équivalence dans les réacteurs à neutrons rapides.

La notion de Pu 239 équivalent est constamment utilisée dans les calculs de projets des réacteurs à neutrons rapides. Cette notion consiste à définir une équivalence des différents isotopes avec le Pu 239 et l'U 238 dans une échelle où l'U 238 a une valeur nulle et le Pu 239 une valeur égale à 1. Ces facteurs sont déterminés par la relation [31] :

$$W_i = \frac{\bar{x}_i - \bar{x}_{238}}{\bar{x}_{239} - \bar{x}_{238}}$$

avec $\bar{x}_j = \nu \bar{\sigma}_f^j - \bar{\sigma}_a^j$

et le facteur d'équivalence moyen par la relation :

$$\bar{W} = \sum_j \frac{N_j}{\sum_j N_j} \times W_j = \sum_j P_j \, W_j$$

N_j concentration d'un isotope j.

.../...

Dans ces conditions, pour les *REACTEURS A NEUTRONS RAPIDES,* les facteurs d'équivalences couramment utilisés sont :

Pu 238 : 0

Pu 239 : 1

Pu 240 : 0,14

Pu 241 : 1,5

Pu 242 : 0,02

Le facteur d'équivalence moyen du plutonium extrait d'un réacteur PWR usuel (cycle uranium) après irradiation, est de :

0,82

Dans notre cas, nous utilisons ce plutonium, appelé plutonium de première génération, pour une nouvelle irradiation avec du thorium. Nous obtiendrons à la fin de chaque nouveau cycle, un plutonium de deuxième génération. Or si on examine la composition isotopique de celui-ci, indiquée ci-dessus, on remarque qu'il s'est fortement chargé en Pu 240 et Pu 242. Le plutonium fissile ne représentant plus qu'un peu plus de 50%. Par conséquent il ne nous a pas paru intéressant d'envisager un nouveau recyclage de ce plutonium de deuxième génération dans un réacteur thermique.

En revanche le facteur d'équivalence moyen pour les FBR est de : 0,7 (seulement 15% de perte en qualité). Il serait beaucoup plus intéressant, après un recyclage du plutonium d'origine PWR avec le thorium, de le réutiliser dans les réacteurs à neutrons rapides. Mais si la qualité du plutonium ne s'est pas trop dégradée pour une utilisation dans les FBR, la quantité de plutonium consommée est assez importante.

On a représenté dans le tableau III/4.3, les besoins en plutonium nécessaires pour le premier coeur et les recharges successives, ainsi que les quantités de plutonium et d'uranium que l'on récupère à la fin de chacun des cycles.

.../...

		BESOINS	RECUPERATION		
		Pu 239.éq/GWe/an	Pu 239 éq.	U 233/GWe/an	Uranium/GWe/an
CYCLE 1	PREMIER COEUR	3 360 kg			
	DECHARGEMENT		530 kg	150 kg	157 kg
CYCLE 2	RECHARGE	1 660 kg			
	DECHARGEMENT		472 kg	250 kg	275 kg
CYCLE 3	RECHARGE	1 350 kg			
	DECHARGEMENT		750 kg	261 kg	284 kg
EQUILIBRE	RECHARGE	1 435 kg			
	DECHARGEMENT		700 kg	280 kg	300 kg

TABLEAU III/4.3 : Coeur ThO_2-PuO_2 - Consommation de plutonium et production d'uranium

Facteurs d'équivalence dans le cas d'un réacteur à neutrons thermiques

Peut on définir, dans notre cas, des facteurs d'équivalences (ou valeurs d'usage) entre les différents isotopes et un isotope de référence, constituant un milieu combustible ? Le problème est beaucoup plus délicat que dans les FBR car les sections efficaces microscopiques moyennes varient très vite avec les modifications de composition des milieux.

Il est pratiquement impossible dans les PWR de définir des facteurs d'équivalences standard.

Une première approche avait été indiquée dans le paragraphe II-2 de ce même chapître, où l'on définissait un facteur d'équivalence entre un isotope k et un isotope i :

$$\omega^{i/k} = \frac{\nu_i \sigma_f^i - \sigma_a^i}{\nu_k \sigma_f^k - \sigma_a^k}$$

Nous avons préféré cette formulation à la formulation employée dans les FBR car dans les PWR pouvant fonctionner à l'uranium ou en plutonium, les équivalences d'isotopes ne sont plus possibles avec les noyaux fertiles différents. (Présence du terme $\bar{x}_{239} - \bar{x}_{238}$). Le lecteur pourra trouver dans l'annexe IV, une comparaison entre ces deux formulations.

Pour illustrer cet important problème, nous présentons ci-dessous les "poids" des principaux noyaux lourds, exprimés en Pu 239 équivalent, en début du premier cycle (0 MWj/t) et fin du cycle à l'équilibre (irradiation moyenne 20000 MWj/t).

	0 MWj/T	20 000 MWj/T
Pa 233	-	- 0,29
U 233	+ 0,99	+ 0,65
U 234	-	- 0,24
U 235	+ 0,47	+ 0,40
Pu 238	- 0,33	- 0,27
Pu 239	+ 1,00	+ 1,00
Pu 240	- 0,96	- 0,54
Pu 241	+ 1,58	+ 1,31
Pu 242	- 0,53	- 0,23

TABLEAU III/4.4 : Facteurs d'équivalence entre les principaux isotopes lourds et le Pu 239.

.../...

Compte tenu de la composition isotopique du plutonium et de ces facteurs d'équivalences en début et fin de cycle. L'équivalence du plutonium est la suivante :

plutonium d'origine PWR = 0,55 (en équivalence Pu 239)
plutonium en fin de cycle = 0,33

Enfin suivant le mode de recyclage, la qualité du plutonium de deuxième génération sera :

recyclage dans les FBR = 0,70 Pu 239 équivalent
recyclage dans les PWR = 0,28 (en équivalence Pu 239)

De même que pour le plutonium, on peut déterminer des facteurs d'équivalences entre les isotopes de l'uranium et l'U 233 dont le "poids" sera pris égal à 1. Cet uranium sera recyclé avec du thorium dans un PWR. La situation de ce recyclage ne sera plus du tout la même que le recyclage du plutonium avec du thorium, présenté ici. Le spectre des neutrons ressemblera beaucoup plus à une situation classique (cycle UO_2) puisqu'il n'y aura plus de plutonium. Par conséquent le "poids" de chacun des isotopes de l'uranium doit être calculé dans un spectre de neutrons existant dans un milieu combustible ThO_2 recyclant cet uranium. Nous présentons dès maintenant ces facteurs d'équivalences déterminés à l'aide de résultats présentés dans le chapitre suivant. Nous rappelons que l'uranium est composé de 92% d'U 233, de 7% d'U 234 et de 1% d'U 235 environ.

Facteurs d'équivalence des isotopes de l'uranium exprimés en U 233 équivalent

Pa 233 :	- 0,30	U 233 équivalent
U 233 :	1,00	- -
U 234 :	- 0,26	- -
U 235 :	+ 0,75	- -
U 236 :	- 0,10	- -
U déchargé :	+ 0,91	

.../...

III-5 - Calculs des paramètres nécessaires aux études de sûreté

Le démarrage d'un réacteur à l'aide d'un coeur entièrement constitué d'un combustible thorium enrichi au plutonium, nous a permis d'obtenir un cycle à l'équilibre, tout en respectant le critère d'élévation d'enthalpie. Les recharges du cycle à l'équilibre sont constituées à 100% d'assemblages au thorium dont la teneur en plutonium fissile est de 5,2%. Il nous faut maintenant évaluer les paramètres suivants, caractéristiques des états stationnaires du cycle à l'équilibre tout thorium :

- coefficient Doppler
- coefficient de température du modérateur en fonction de la température du modérateur
- efficacité des grappes de contrôle
- paramètres cinétiques (β_{eff}, temps de vie des neutrons prompts).

La synthèse de ces résultats nous permettra de dresser le bilan de réactivité et compte tenu des marges et incertitudes existantes actuellement, de conclure sur la sécurité du cycle à l'équilibre constitué à 100% d'assemblages thorium-plutonium.

III-5-1 - Effet Doppler

L'effet Doppler correspond à un élargissement des résonances des sections efficaces (Th 232, Pu 239, Pu 240, ...) vues par les neutrons, dû à l'agitation thermique des noyaux cibles. Comme pour les cycles UO_2 et $(Pu-U)O_2$, la présence de Pu 240 avec sa grande résonance à 1 eV, est importante. L'effet prépondérant est dû au Th 232. L'effet Doppler dû au Th 232 sera d'ailleurs plus important que celui dû à l'U 238 dans le cycle uranium.

Lorsque la température du combustible augmente, l'absorption résonnante augmente d'où une diminution de la réactivité et par conséquent une diminution de la puissance et de la température du combustible. C'est un effet stabilisateur et immédiat, ce qui est important pour le contrôle d'un réacteur. On appelle coefficient de température du combustible, la variation de la réactivité due à une variation de température du combustible de 1°C.

Lors d'un arrêt de secours du réacteur, la température effective du combustible passe de 670°C à 286°C. Il y a alors une insertion de réactivité, qu'il faut déterminer pour le bilan de réactivité.

A chaque step d'évolution, un calcul APOLLO avec reprise est effectué. C'est-à-dire que l'on introduit, pour chaque calcul, les concentrations en noyaux lourds et en produits de fission que l'on a lorsque le coeur évolue jusqu'à ce step en régime nominal. Les calculs sont exécutés avec une température combustible de 286°C. Une bibliothèque étant constituée, on réalise un calcul de coeur en début de cycle à l'équilibre, le Xénon n'étant pas saturé, puis un autre, en fin de cycle. Les résultats sont présentés dans le tableau III/5.1.1. Ils sont comparés avec les résultats du cycle UO_2.

.../...

	BOL		EOL	
	Δρ (pcm)	Coefficient (pcm/°C)	Δρ (pcm)	Coefficient (pcm/°C)
UO_2 T_c : 651→286	+ 1 080	- 3,00	+ 1 140	- 3,12
$(Th\text{-}Pu)O_2$ T_c : 670→286	+ 1 710	- 4,45	+ 1 360	- 3,54

TABLEAU III/5.1.1 : Effet Doppler - Cycles UO_2 et ThO_2-PuO_2

Le passage de l'état puissance nominale à l'état puissance nulle et à chaud, apporte une insertion de réactivité de 58% supérieure au cas du cycle UO_2 en début de cycle. Cette insertion n'est plus que de 19% en fin de cycle. On voit ici l'importance de l'effet Doppler pour le cycle ThO_2-PuO_2.

III-5-2 - Coefficient de température du modérateur

Une variation de température de l'eau a trois effets :

1) un déplacement du spectre des neutrons. Lorsque la température des molécules du thermalisateur augmente, le spectre se déplace vers les hautes énergies et les sections efficaces changent (résonances du Pu 239 et Pu 241 à 0,3 eV et du Pu 240 à 1 eV) ;

2) une variation de la densité de l'eau (surtout au voisinage des conditions nominales où la température est de peu inférieure à la température de saturation). Si la densité décroît la thermalisation est moins efficace, mais la capture de l'hydrogène est réduite ;

3) une variation de la quantité de bore par cm^3 d'eau. Une dilatation de l'eau va induire une diminution de la concentration en bore qui est destiné à compenser un excédent de réactivité.

La section macroscopique d'absorption du bore diminue ce qui provoque une augmentation de la réactivité, d'autant plus que la concentration en bore est élevée et que son efficacité différentielle est importante.

.../...

Une variation de température du modérateur affecte le bilan neutronique tant au niveau épithermique qu'au niveau thermique. On appelle coefficient de température du modérateur, la variation de réactivité induite par une variation de température du modérateur. La connaissance de ce coefficient revêt une grande importance pour le contrôle d'un réacteur. Sa détermination est délicate car elle devrait en principe, se faire à trois dimensions. Les calculs présentés ici sont faits à deux dimensions xy, la température du modérateur variant uniformément.

Passage de l'état chaud en puissance à l'état chaud, puissance nulle.

Comme dans le cas du coefficient de température du combustible, on veut déterminer l'insertion de réactivité se produisant lorsque la température du modérateur passe de 306°C à 286°C (arrêt d'urgence).

A l'aide des deux bibliothèques correspondant à une température du modérateur de 306 et 286°C, des calculs de coeur ont été effectués, dans chacun des cas, en début et fin de cycle. La concentration en bore est fixée à la concentration en bore critique en régime nominal. Les résultats sont présentés dans le tableau III/5.2.1 et comparés à ceux du cycle UO_2.

	BOL XENON NUL		EOL	
	Δρ (pcm)	Coefficient (pcm/°C)	Δρ (pcm)	Coefficient (pcm/°C)
UO_2	+ 55	- 2,75	+ 910	- 45,5
ThO_2-PuO_2	+ 720	- 36	+ 1 060	- 53

TABLEAU III/5.2.1 : Coefficient de température du modérateur - Cycles UO_2 et ThO_2-PuO_2

.../...

Nous nous apercevons que l'effet de température du modérateur est beaucoup plus important en début de cycle pour le cycle ThO_2-PuO_2 que pour le cycle uranium. Ceci est dû à l'utilisation d'une cellule très sous-modérée comme nous l'avons vu précédemment.

Coefficient de température du modérateur en fonction de la température de celui-ci.

Il est important de déterminer le coefficient isotherme de température du modérateur. C'est-à-dire de déterminer la variation de réactivité résultant d'une petite variation de température du modérateur, en fonction de la température de celui-ci.

Pour minimiser le nombre de calculs, ceux-ci ont été effectués en milieu infini. Le facteur de multiplication a été calculé pour des températures du modérateur égales à 286°C, 306°C, 320°C et 340°C. A partir de ces résultats on a déterminé graphiquement la dérivée $\partial k/\partial Tm$.

Les résultats sont donnés dans le tableau III/5.2.2 et les courbes du coefficient de température du modérateur en fonction de la température du modérateur sur la figure II/5.1.

$\partial K/\partial T_M$	T_M = 286°C	T_M = 306°C	T_M = 320°C	T_M = 340°C
BOL	- 13	- 21	- 32	- 60
EOL	- 31	- 51	- 72	- 115

TABLEAU III/5.2.2 : Coefficient de température du modérateur en fonction de la température du modérateur - Cycle ThO_2-PuO_2

Quelque soit la température du modérateur, le coefficient de température isotherme est toujours négatif. Il est plus important par rapport au cycle UO_2 en début de cycle, mais légèrement plus faible en fin de cycle.

.../...

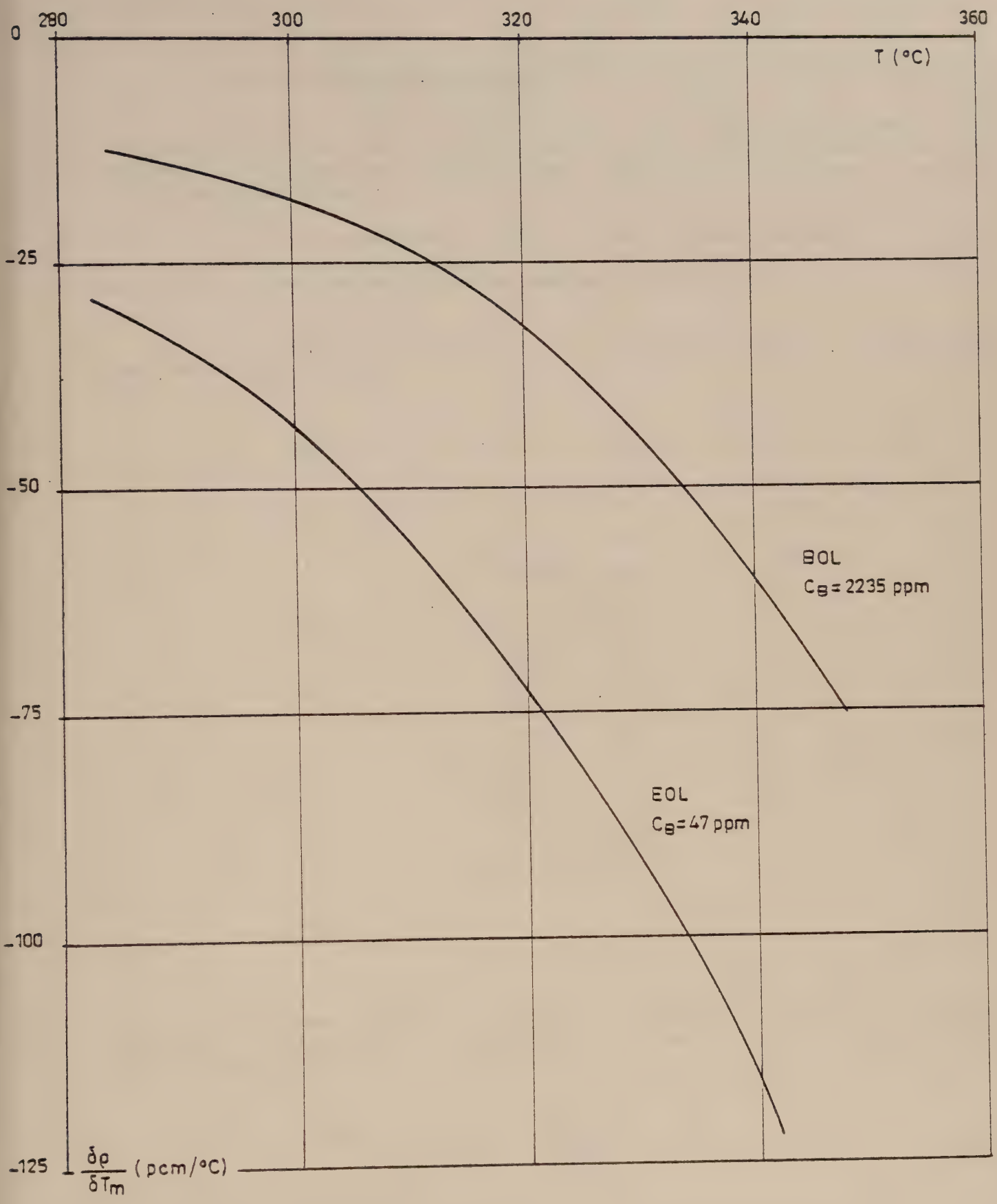


FIGURE III / 5.1. – Coefficient de température du modérateur en fonction de la température du modérateur en début et fin de cycle

III-5-3 - Paramètres cinétiques

En régime transitoire, il est indispensable de savoir évaluer la vitesse de variation de la puissance provoquée par une variation d'un paramètre d'état. Cette évaluation se fait par l'intermédiaire des paramètres β_{eff} et ℓ où :

β_{eff} est la proportion effective des neutrons retardés

ℓ est le temps de vie des neutrons prompts.

Les facteurs β_{total} de chacun des isotopes sont indiqués dans le tableau suivant :

ISOTOPE	β pcm
Th232	2030
U233	276
U235	650
U238	1480
Pu239	210
Pu240	270
Pu241	490

Nous présentons dans le tableau III/5.3.2, le facteur β global du combustible ThO_2-PuO_2, en début et fin de cycle. Ce facteur est déterminé par la relation :

$$\beta_{global} = \sum_i \beta_i \frac{\nu_i \Sigma_f^i}{\sum_j \nu_j \Sigma_f^j}$$

Ce facteur se différencie du β_{eff} par le fait que l'on ne prend pas en compte les différences de spectre d'émission des neutrons prompts et des neutrons retardés et que de plus il est calculé en milieu infini.

.../...

Le temps de vie des neutrons prompts est aussi indiqué dans le tableau III/5.3.2. Ce facteur a été déterminé par la relation :

$$\ell = \frac{1}{\bar{v}\ \bar{\Sigma}_a}$$ où

$\bar{v}$ est la vitesse moyenne des neutrons

$\bar{\Sigma}_a$ section d'absorption macroscopique moyenne de l'assemblage.

	Proportion des neutrons retardés		Temps de vie des neutrons prompts
	12 000 MWj/T	20 000 MWj/T	0 MWj/T - C_B = 1 000 ppm
ThO_2-PuO_2 7,27 % Pu	323 pcm	335 pcm	$0,44.10^{-5}$ s
UO_2 3,10 % U 235	572 pcm	530 pcm	$1,82.10^{-5}$ s

TABLEAU III/5.3.2 : Facteur β global et temps de vie des neutrons prompts - Cycle UO_2 et ThO_2-PuO_2

Il est à noter que le temps de vie des neutrons prompts est nettement plus court par rapport au cycle UO_2 , car le combustible est plus absorbant. Dans le cas d'un combustible UO_2 , le facteur β décroît légèrement car à l'U 235 est substitué en partie du plutonium qui a un facteur β plus faible. L'absorption du combustible augmentant légèrement, le temps de vie ℓ décroît aussi.

Dans le cas d'un combustible ThO_2 -PuO_2, on a exactement le contraire. La production de neutrons du Pu 239 diminue au profit de l'U 233 (le Pu 241 étant à peu près stable). L'U 233 a un facteur β plus important que celui du Pu 239. Quant au temps de vie des neutrons prompts, il augmente légèrement car l'absorption du combustible diminue.

.../...

III-5-4 - Efficacité des grappes de contrôle

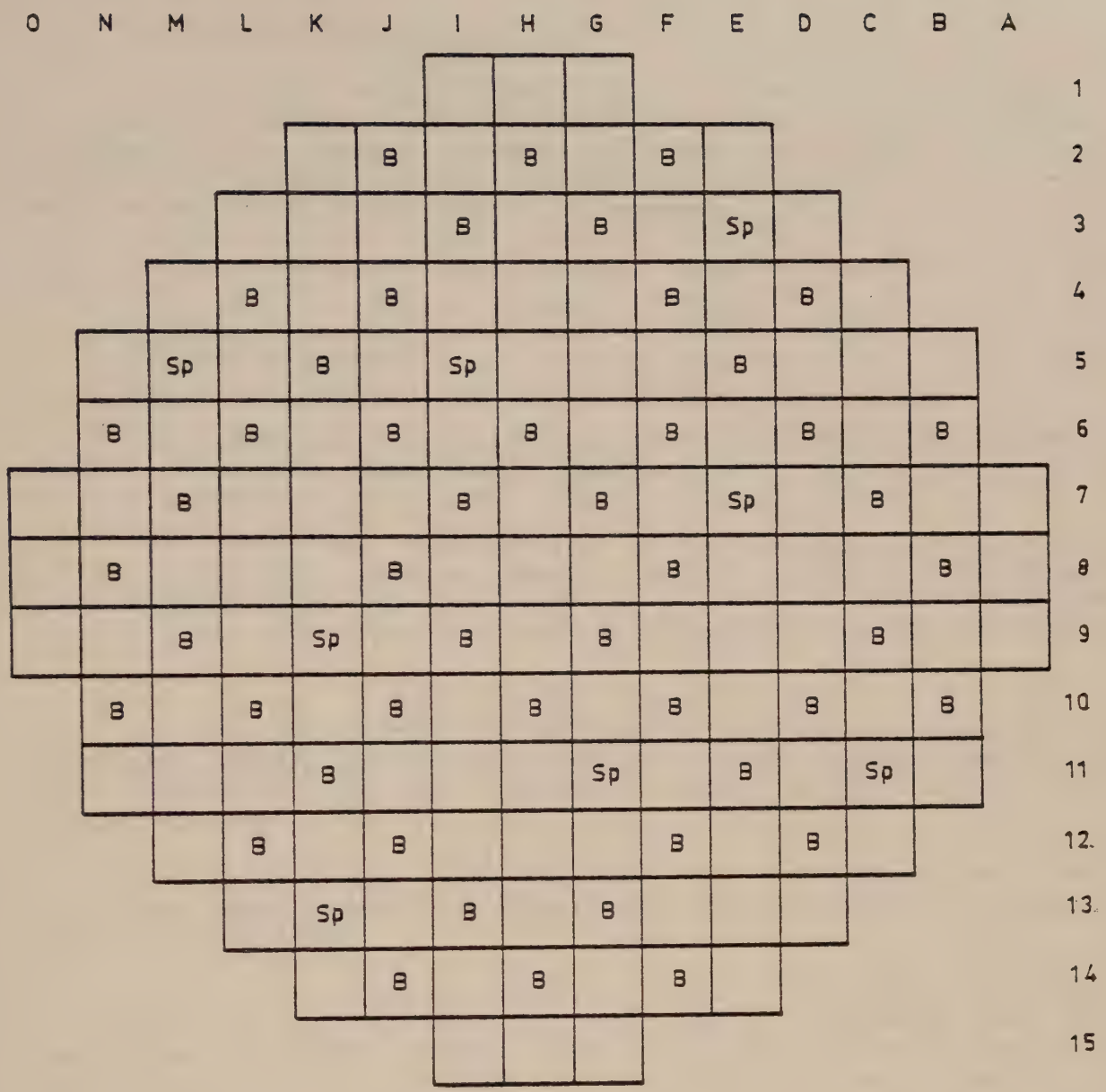
A l'aide de nouvelles bibliothèques représentant les assemblages avec les grappes de contrôle inserées, nous avons déterminé l'efficacité des grappes de contrôle par des calculs de coeur. Dans un premier temps nous avons considéré uniquement 48 grappes. Dans un deuxième temps, considérant que l'antiréactivité de celles-ci pouvait être insuffisante, on a pris en compte les 8 grappes supplémentaires dont l'utilisation peut être envisagée. La figure III/5.4 indique la position des 48 grappes, ainsi que les 8 barres supplémentaires (Sp). On a rassemblé dans le tableau III/5.4.1 l'antiréactivité des 48 grappes et des 56 grappes de contrôle. On indique aussi les résultats concernant le cycle UO_2 (48 grappes).

La recherche de la grappe la plus efficace nécessite des calculs en coeur complet avec 47 ou 55 grappes insérées. La grappe la plus efficace, pour un coeur UO_2, peut représenter jusqu'à 15% de l'antiréactivité totale. Dans un coeur ThO_2-PuO_2, la grappe la plus efficace représente 4% de cette antiréactivité.

	UO_2 [31] 48 grappes		ThO_2-PuO_2 48 grappes		ThO_2-PuO_2 56 grappes	
	BOL	EOL	BOL	EOL	BOL	EOL
Efficacité totale des grappes (pcm)	8 450	9 050	7 400	8 300	8 930	10 000
Position de la grappe la plus efficace	B8	B8	B8	B8	D6	D6
Efficacité de la grappe la plus efficace (pcm)	795	1 345	280	280	300	300

TABLEAU III/5.4.1 : Efficacité des grappes de contrôle - Coeurs UO_2 et ThO_2-PuO_2

.../...



8 barres supplémentaires Sp

FIGURE III / 5.4. – Coupe radiale du cœur avec 56 barres

III-5-5 - Bilan en réactivité

La "marge d'antiréactivité" mesure l'état sous critique du réacteur lorsque l'on est passé de l'état pleine puissance à la puissance nulle par l'insertion de toutes les grappes, à l'exception de la plus efficace supposé bloquée hors du coeur. Ces concentrations en bore soluble et Xénon restant inchangées.

L'insertion des grappes dans le coeur entraîne plusieurs effets :

1) l'effet Doppler ;
2) l'effet du coefficient de température du modérateur ;
3) l'effet de la fraction de vide dans le coeur. Les estimations les plus pessimistes, l'évaluent à 50 pcm en début et fin de cycle ;
4) l'effet de redistribution axiale du flux. Cet effet provient du fait que la densité devient uniforme, entraînant une variation de réactivité qui, dans le coeur tout uranium, est d'environ 200 pcm en début de vie et 755 pcm en fin de vie.

La somme de ces quatre effets qui correspond à la réactivité globale apparaissant lors d'un arrêt à chaud est à comparer avec l'antiréactivité des grappes chutées, affectée d'une incertitude de 10% (cas de l'uranium).

A cette antiréactivité, il faut retrancher l'efficacité maximale des grappes de régulation en puissance réprésentant une provision de 500 pcm.

Ce bilan de réactivité conduit à la marge d'antiréactivité qui doit être au minimum de 1000 pcm et suffisante pour empêcher un retour à l'état critique lors d'un refroidissement accidentel du coeur (choc froid consécutif à la rupture d'une tuyauterie vapeur par exemple). Le coefficient de température du modérateur étant très négatif en fin de vie, impose un minimum de 1770 pcm en fin de cycle.

On a représenté dans le tableau III/5.5, les bilans de réactivité et les marges d'antiréactivité d'un coeur uranium et d'un coeur thorium-plutonium avec, dans ce cas, 48 grappes ou 56 grappes de contrôle (tous les cycles sont à l'équilibre).

.../...

	UO_2 [28] 48 grappes		ThO_2-PuO_2 48 grappes		ThO_2-PuO_2 56 grappes	
	BOL	EOL	BOL	EOL	BOL	EOL
Antiréactivité des grappes à chaud, puissance nulle.	8 450	9 050	7 400	8 300	8 930	10 000
Antiréactivité de la grappe la plus réactive (coincée en position haute)	795	1 345	280	280	300	300
NET	7 655	7 705	7 120	8 020	8 630	9 700
Marge de 15 % (10 % pour UO_2)	765	770	1 068	1 200	1 300	1 450
Insertion des grappes de régulation	500	500	500	500	500	500
Antiréactivité disponible des grappes (1)	6 390	6 435	5 552	6 320	6 830	7 750
Insertion de réactivité due au passage de la puissance nominale à la puissance nulle						
Effet Doppler	1 080	1 140	1 700	1 360	1 700	1 360
Effet de température du modérateur	55	910	720	1 060	720	1 060
Effet de vide	50	50	50	50	50	50
Redistribution axiale du flux	200	755	500	1 000	500	1 000
TOTAL (2)	1 385	2 855	2 970	3 470	2 970	3 470
Marge d'antiréactivité à l'arrêt (1) - (2)	5 005	3 580	2 582	2 850	3 860	4 280
Marge d'antiréactivité requise à l'arrêt	1 000	1 770	1 000	1 770	1 000	1 770

TABLEAU III/5.5 : Bilans en réactivité et marges d'antiréactivité - Coeur UO_2 et ThO_2-PuO_2 (toutes les quantités sont exprimées en pcm)

Ce tableau nécessite quelques remarques :

- les marges d'antiréactivité correspondant au cycle uranium ont été conservées dans notre étude, comme cela a été fait pour le recyclage du plutonium en présence d'uranium naturel [28] ;

- on affecte une incertitude de 15% aux calculs de l'efficacité des grappes, à cause des quantités importantes en plutonium dans le coeur ;

- la détermination de l'effet de redistribution axiale du flux nécessite l'utilisation de codes de neutronique et de thermohydraulique à 3 dimensions, couplés entre eux. Ces calculs sont assez longs et onéreux. Nous avons donc estimé cet effet, dans notre cas, à 500 pcm en début du cycle et à 1000 pcm en fin du cycle. Dans le cas du recyclage du plutonium avec de l'uranium naturel, cet effet a été évalué respectivement à 300 pcm et 785 pcm en début et fin du cycle pour un taux de recyclage de 30% ; et à 450 pcm et 825 pcm toujours en début et fin de cycle, pour un taux de recyclage de 70% (on peut noter que les coefficients de température du modérateur du cycle ThO_2-PuO_2 sont assez analogues, en fin de cycle surtout, à ceux du cycle UO_2-PuO_2) [28].

Si on utilise 56 grappes et que la grappe la plus efficace représente 15% du contrôle (avec des plans de chargement différents), l'antiréactivité des grappes disponibles décroît et les réserves d'antiréactivité seront respectivement de 2950 pcm et de 3250 pcm en début et fin du cycle. Si de plus on considère une marge supplémentaire de 10% sur les effets de température (les erreurs de calcul de grappes étant toujours de 15%), on constate que les marges d'antiréactivité disponibles à chaud en début et fin du cycle restent satisfaisantes. Elles sont respectivement égales à 2740 pcm et à 3000 pcm.

Nous avons établi ces bilans de réactivité en tenant compte d'hypothèses les plus pessimistes sur les erreurs de calcul et sur les contre-réactions. Nous avons ainsi montré que dans le pire des cas, l'utilisation de 48 grappes de contrôle amène à une marge d'antiréactivité raisonnable. L'emploi de 56 grappes de contrôle conduit à une marge d'antiréactivité largement satisfaisante et permet d'affirmer que le contrôle d'un coeur thorium-plutonium est assuré.

.../...

C O N C L U S I O N

Si le recyclage du plutonium avec le thorium dans les recharges présente de très grosses difficultés, en revanche, le "démarrage" d'un réacteur avec un coeur entièrement constitué d'un combustible thorium-plutonium, permet d'obtenir aisément un cycle à l'équilibre d'une longueur de campagne de 10500 MWj/t avec un facteur point chaud toujours inférieur à 1,41. Il est très important de rappeler que le premier cycle est constitué de trois lots d'assemblages homogènes, aucun ne comportant de poisons consommables. Le plan de chargement à mettre en oeuvre est différent du choix classique du cycle uranium.

Les évaluations des paramètres caractéristiques des états stationnaires du cycle à l'équilibre : effet Doppler, coefficient de température du modérateur, efficacité des grappes de contrôle, ont permis de dresser un bilan de réactivité satisfaisant en début et en fin de vie. En utilisant 56 grappes de contrôle, les réserves d'antiréactivité sont environ de 3850 pcm en début de vie et de 4300 pcm en fin de vie. (Avec 48 grappes on a respectivement 2580 pcm et 2850 pcm). Le calcul de l'efficacité relative de la grappe la plus efficace montre une différence assez sensible entre les configurations uranium et thorium.

Pour terminer cette première étude, il faut indiquer que le but essentiel était "d'obtenir" un cycle au thorium-plutonium produisant de l'U 233 permettant de lancer le cycle Th-U 233.

Ces études préliminaires devraient bien entendu être complétées par certaines études d'accident (éjection de grappe, rupture de tuyauterie vapeur).

- CHAPITRE III -

LE CYCLE THORIUM-U 233 DANS UN REACTEUR A EAU PRESSURISEE

I - CYCLE THORIUM-U 233 DANS UN REACTEUR A EAU PRESSURISEE STANDARD

INTRODUCTION

Le recyclage du plutonium d'origine PWR avec le thorium permet "d'ouvrir" la voie au cycle Th 232-U 233. Le réacteur fonctionnant avec le cycle ThO_2-PuO_2 "produit" à l'équilibre 300 kg d'uranium par Gigawatt électrique et par an. Cet uranium a la composition isotopique suivante :

U 233 : 92,14%

U 234 : 6,5% — 93,2% d'uranium fissile

U 235 : 1,06%

Nous symboliserons cet uranium produit à partir du cycle thorium-plutonium par U^T.

Le plutonium issus des cycles ThO_2-PuO_2 a une équivalence en Pu 239 égale à 0,7 s'il est recyclé dans les réacteurs à neutrons rapides et de 0,3 environ dans les réacteurs à neutrons thermique. Par conséquent nous n'examinerons pas le recyclage de ce plutonium de deuxième génération avec du thorium en présence ou non d'U 233, dans un PWR.

En revanche nous allons étudier le recyclage de l'uranium U^T dans un réacteur du type Bugey 2, la géométrie du combustible étant toujours identique. Nous avons représenté sur la figure I-1 l'enchainement des cycles U/Pu - Th/Pu - Th/U.

Dans cette étude le choix c'est porté sur le recyclage de l'U^T dans les recharges du coeur du réacteur, supposé initialement à l'équilibre dans le cycle classique à l'uranium. Il est en effet important de savoir comment fonctionneraient les réacteurs "anciens" avec un combustible Th-U^T, car ceci constituerait une phase transitoire avant le démarrage de réacteurs nouveaux spécialement adaptés à ce cycle. On peut en effet supposer qu'à partir d'une certaine époque on ne démarrera plus que des réacteurs à bon pouvoir de régénération (LMFBR, GBR ou LWBR). Donc le démarrage d'un réacteur à l'aide d'un coeur entièrement constitué d'un combustible ThO_2-U^TO_2 n'a pas été envisagé.

.../...

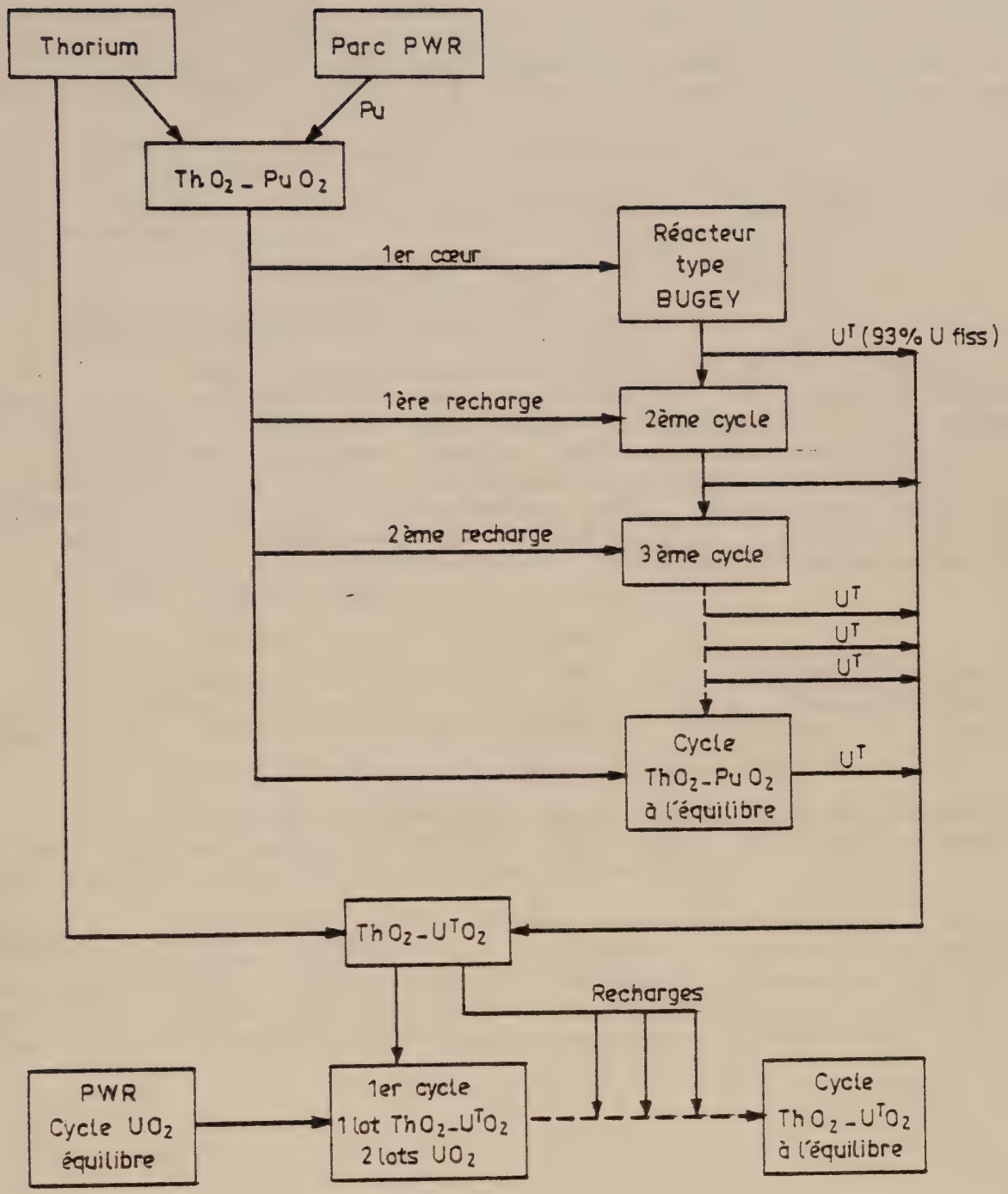


FIGURE I-1 _ Schéma du cycle thorium_Pu et du cycle thorium_U^T

Dans cette étude nous aborderons les aspects suivants :

- calculs de cellule en mode fondamental. Teneur en U 233 dans l'oxyde mixte ThO_2-U^TO_2. Evolution du combustible. Bilans matière

- calculs de coeur et cycle à l'équilibre

- études concernant les paramètres nécessaires au contrôle et à la sûreté.

I-1 - Calculs de cellules et d'évolution

Les caractéristiques du réacteur et en particulier la géométrie du combustible ne sont pas modifiées, le rapport de modération est toujours le même, soit 1,92 pour un réacteur du type Bugey 2. Si l'on examine la courbe donnant le facteur de multiplication infini en fonction de ce rapport de modération (figure I/1.1) dans le cas d'une cellule ThO_2-U^TO_2, on remarque que l'optimum est obtenu pour un rapport de modération égal à 2,5 environ. Contrairement à une cellule ThO_2-PuO_2, la cellule recyclant l'U 233 est à peine sous-modérée. Cette situation a pour conséquences principales :

- un inventaire en U 233 raisonnable

- un spectre des neutrons très "mou" et par conséquent une section efficace d'absorption moyenne du bore important (dans un même ordre d'idée l'efficacité des grappes de contrôle sera plus importante)

- un facteur de conversion modeste (figure I/1.1)

- un risque de surmodération de la cellule pour des concentrations en bore élevées (des problèmes de sûreté liés à la valeur du coefficient de température du modérateur peuvent survenir).

Remarque : l'eau constitue un élément capturant important : on aurait donc intérêt pour diminuer les captures, à diminuer le rapport de modération, ce qui aurait pour effet de durcir le spectre des neutrons. Cet intérêt provient surtout du fait que le facteur η de l'U 233 reste élevé dans le domaine épithermique, contrairement à celui de l'U 235.

.../...

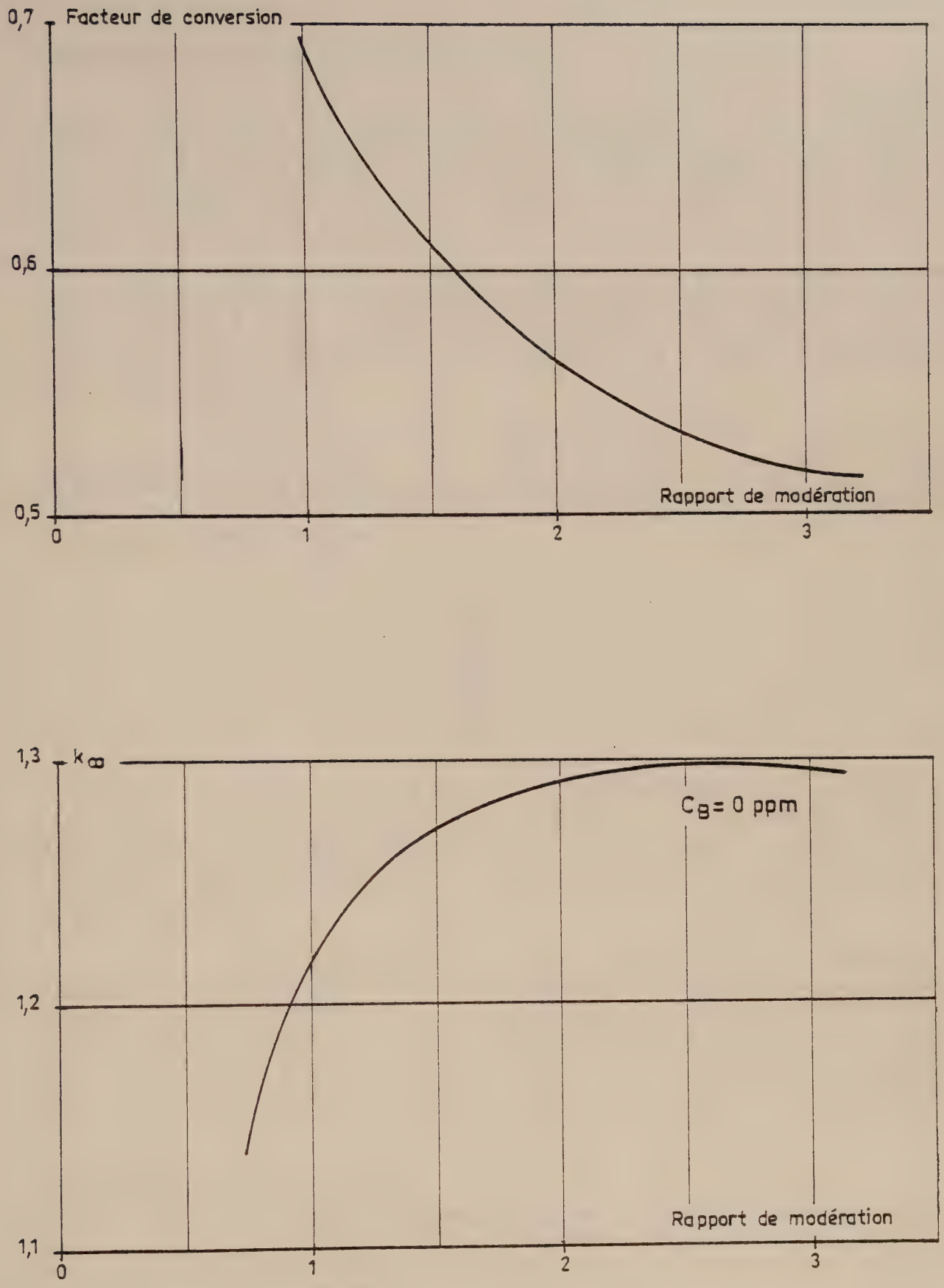


FIGURE I/1.1_ Milieu combustible $Th O_2 - U^T O_2$

Facteur de multiplication infini et facteur de conversion en fonction du rapport de modération

Proportion en uranium U^T du combustible

Nous avons déterminé la teneur en U^T du combustible de façon à obtenir une longueur de campagne de l'ordre de 11000 MWj/t. On rappelle que le thorium ayant une densité inférieure à l'uranium, à puissance égale, 925 MWe, la puissance massique sera plus importante. Par conséquent pour une même longueur de cycle, l'irradiation du combustible sera plus grande.

Chaque calcul de cellule est suivi d'un calcul de coeur, afin de connaître la longueur de campagne. Dans ces calculs, nous avons considéré des assemblages homogènes (non zonés). Lors des premiers cycles, les assemblages uranifère et thorifère n'auront pas des différences d'absorption très importantes comme c'était le cas pour le recyclage du Pu.

La figure I/1.2 représente l'évolution du facteur de multiplication infini d'un milieu combustible ThO_2-$U^T O_2$ dont la teneur en U^T est égale à 3,45%. On a aussi représenté l'évolution du facteur de multiplication infini d'une cellule ThO_2-PuO_2 à 7,27%. La composition de l'uranium est la suivante :

U 232 :	0,01%
U 233 :	3,18%
U 234 :	0,25%
U 235 :	0,03%
U^T :	3,45%

On peut remarquer sur ces courbes que la réserve en réactivité en début de cycle est importante, les concentrations en bore critique au début des cycles, seront assez élevées. De même, l'influence de la longue période de décroissance du Pa 233, se fait sentir en début d'irradiation : le facteur de multiplication infini décroît très vite.

Nous présentons dans la figure I/1.3 le spectre des neutrons régnant dans un milieu combustible ThO_2-$U^T O_2$ et sur la figure I/1.4 le rapport du flux thermique (coupure à 0,625 eV) au flux total. Dans le cas d'une cellule ThO_2-$U^T O_2$ le flux se "ramollit" en cours d'irradiation, au contraire du flux régnant dans une cellule UO_2, qui se "durcit". Dans une cellule thorium-U 233, la conversion du Th 232 donne l'U 233, donc un noyau identique aux noyaux fissiles initiaux.

Evolutions des noyaux lourds

L'évolutions des principaux noyaux lourds sont portées sur la figure I/1.5 en fonction du taux de combustion. Le facteur de conversion, en fonction du taux d'irradiation, est représenté sur la figure I/1.6. Le facteur de conversion moyen au cours d'un cycle est :

$$\overline{C} = 0,63$$

Le Pa 233 augmente rapidement jusqu'à 4000 MWj/t, puis croît linéairement car le flux augmente au cours de l'irradiation.

.../...

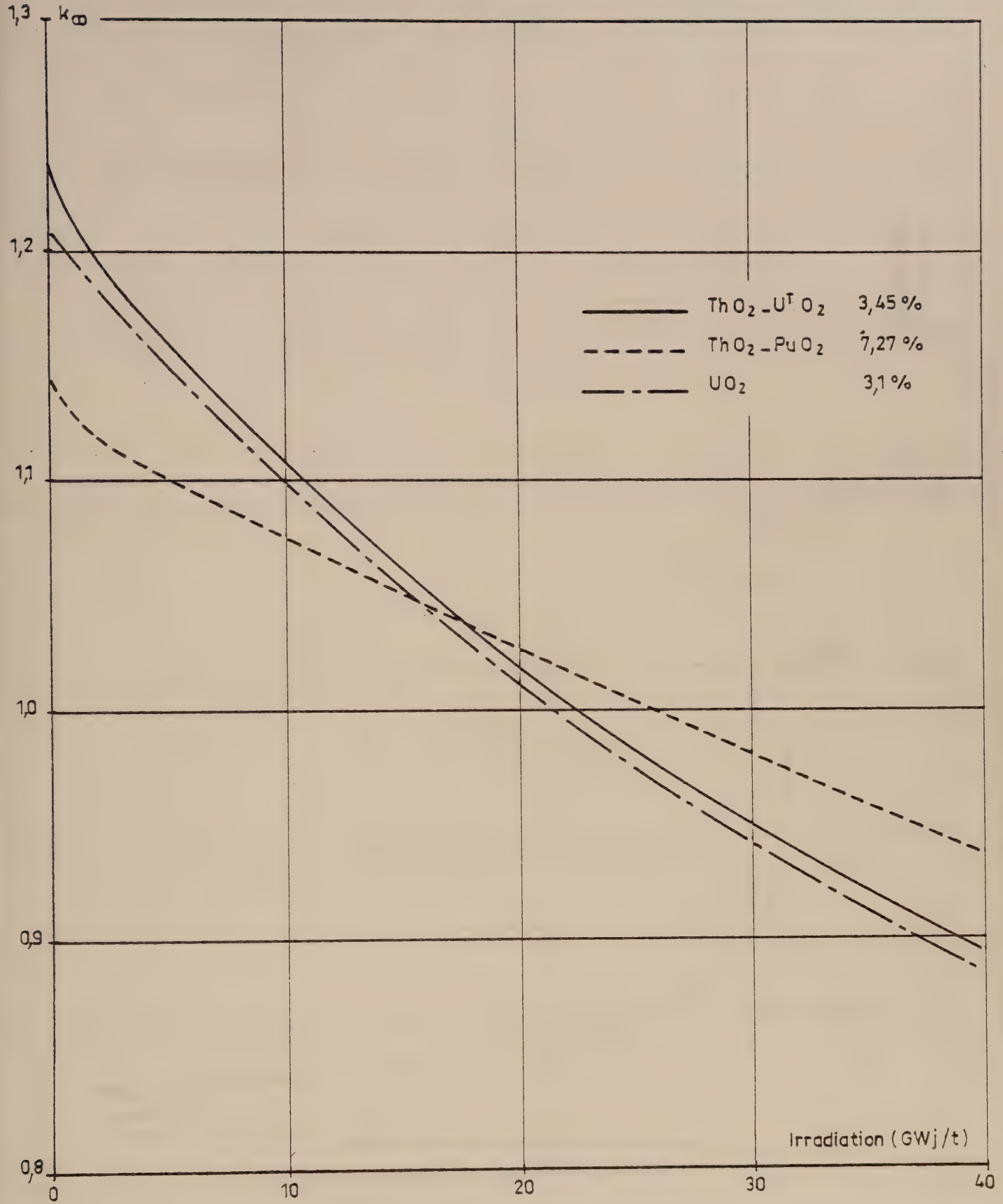


FIGURE I/1.2._ Evolution de k infini dans une cellule $ThO_2-U^TO_2$, ThO_2-PuO_2 et UO_2 (C_B = 500 ppm)

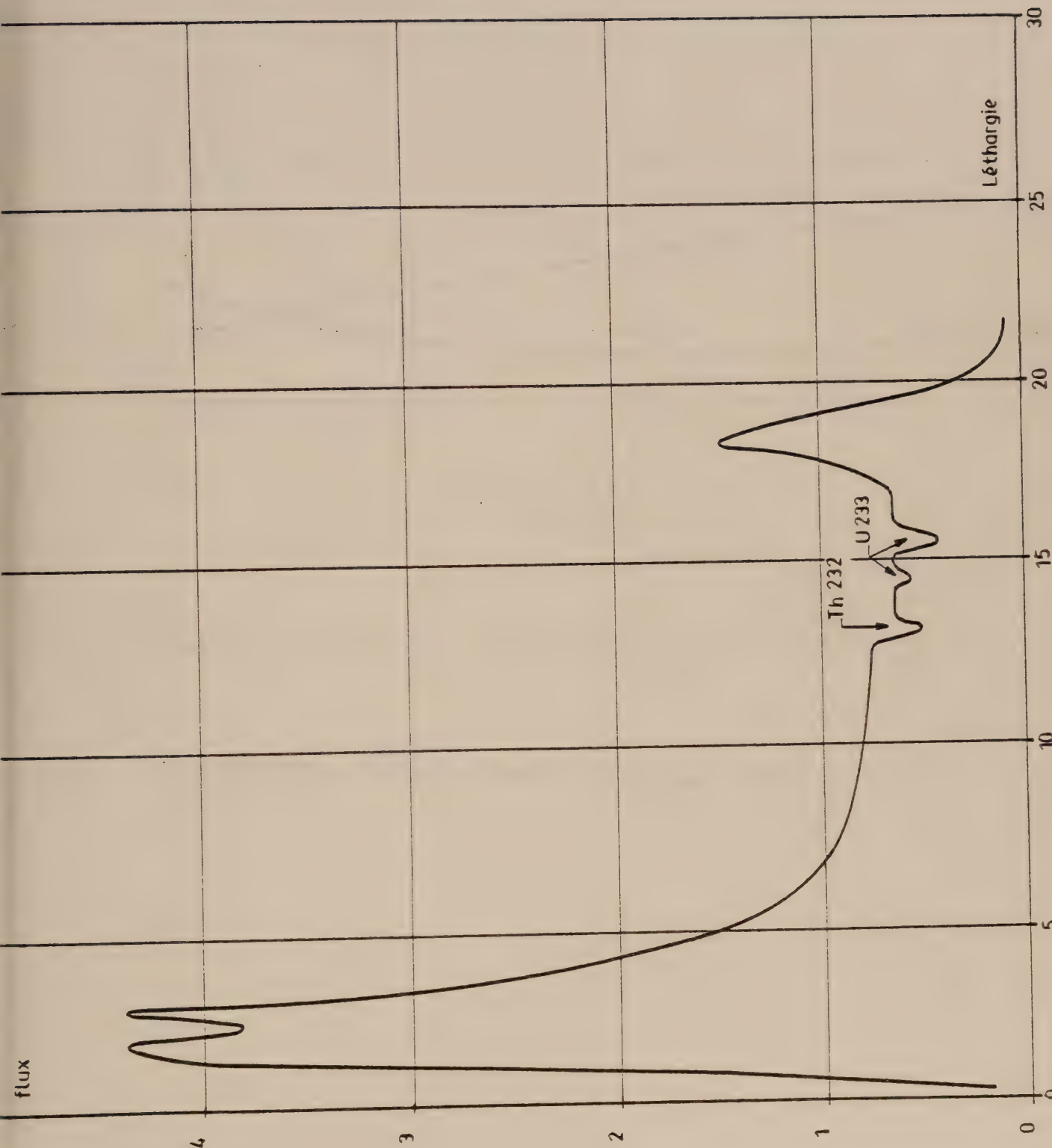


FIGURE I/1.3.- Spectre des neutrons dans un milieu ThO_2-U^JO_2

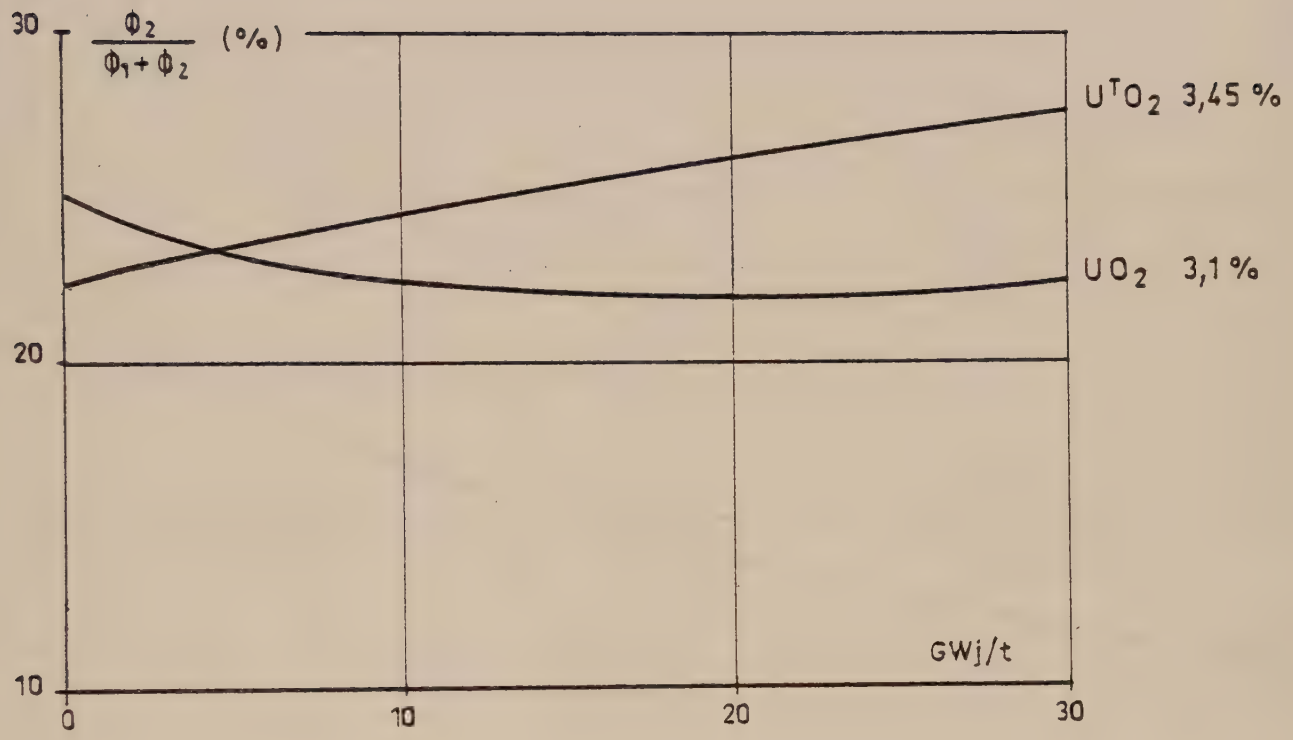


FIGURE I /1.4._ Indice de spectre $\Phi_{thermique}$ / Φ_{total}

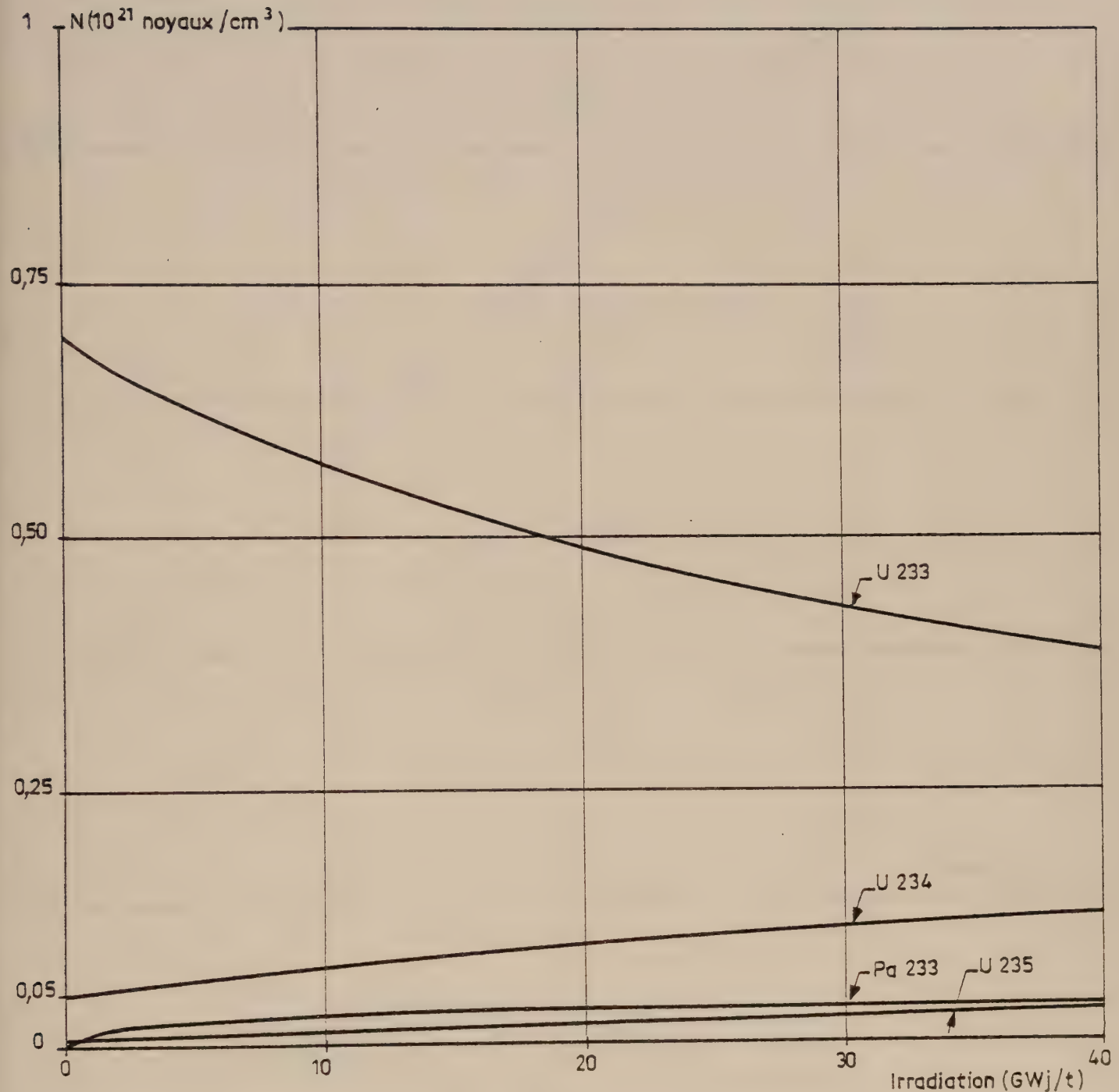


FIGURE I/1.5. - Evolution des noyaux lourds dans un milieu $ThO_2 - U^T O_2$

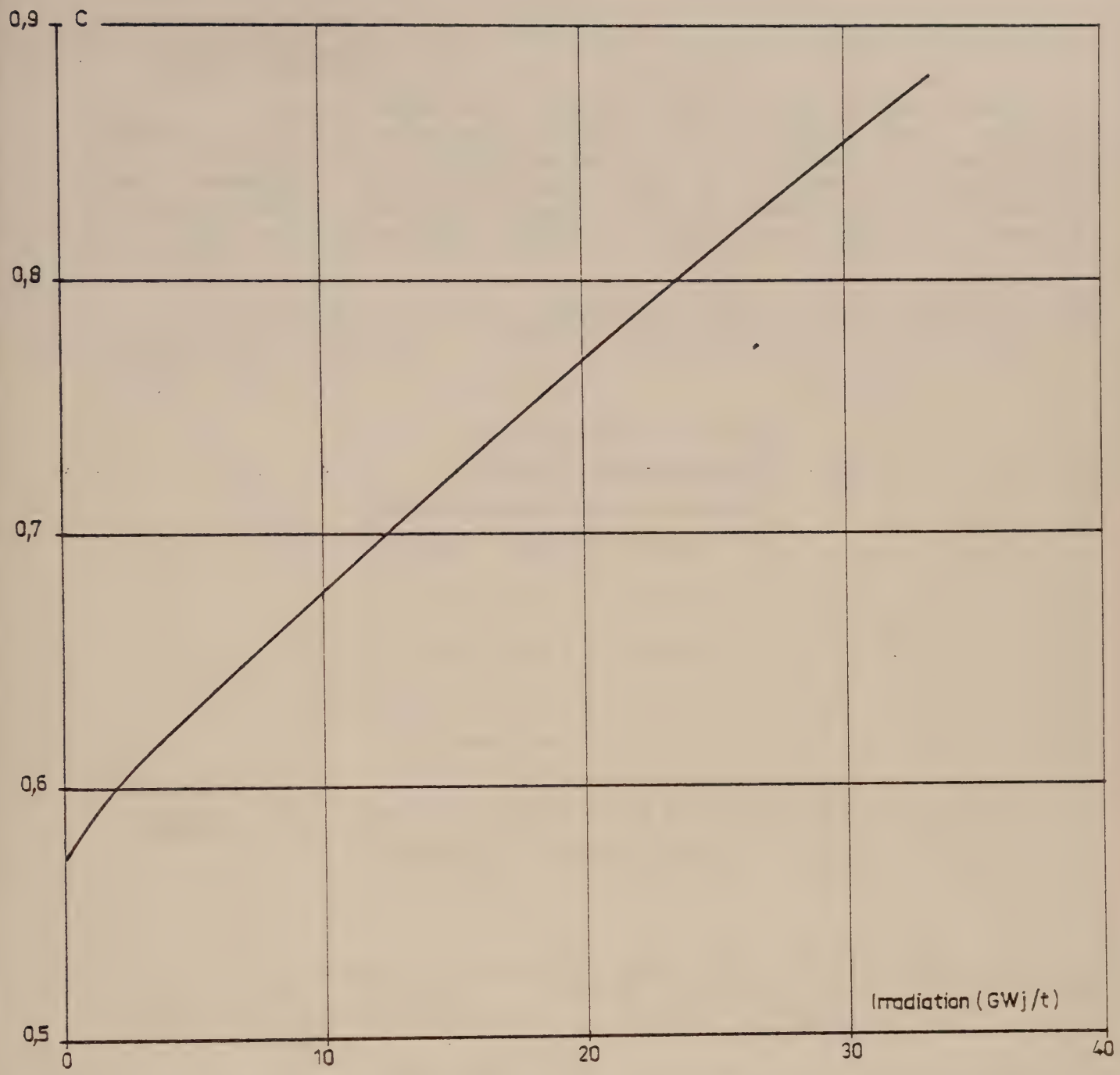


FIGURE I/1.6._Evolution du facteur de conversion
cycle $Th O_2 - U^{T} O_2$ 3,45 % équilibre

I-2 - Bilans matières

Nous présentons dans le tableau I/2.1, les masses des différents noyaux constituant le combustible chargé en début de cycle et du combustible irradié déchargé en fin de cycle. Le combustible chargé représente 52 assemblages neufs et le combustible déchargé, 52 assemblages d'irradiation moyenne égale à 33000 MWj/t. Nous donnons aussi dans ce tableau les variations des isotopes entre le début et la fin d'un cycle.

Dans le tableau suivant (tableau I/2.2) est présentée la production d'énergie des principaux isotopes, en début et fin d'irradiation (32000 MWj/t).

	0 MWj/T	32 000 MWj/T
Th 232	1,46 %	1,74 %
U 233	97,72 %	93,56 %
U 235	0,82 %	4,65 %
Autre	-	0,05 %

TABLEAU I/2.2 : Coeur ThO_2-U^TO_2 - Cycle à l'équilibre - Production d'énergie des isotopes fissiles.

L'énergie dégagée par les fissions du Th 232 représente, en moyenne sur un cycle 1,6% de l'énergie totale. Pour l'U 233 ce pourcentage est de 95,6% et dans le cas de l'U 235 de 2,8%.

On a représenté dans la figure I/2.1, les consommations et les productions d'uranium et de thorium pendant 3 cycles d'irradiation (de 0 à 33000 MWj/t). On peut retenir les principaux résultats suivants :

- la masse d'uranium "brûlée" est pratiquement la masse introduite au chargement (la masse d'U 233 "brûlée" est supérieure à celle que l'on a au chargement) ;
- la consommation apparente d'uranium est de 175 kg, celle d'U 233 de 260 kg ;
- l'équivalence en U 233, de l'uranium déchargé est de 0,73 alors qu'il valait 0,91 au chargement*.

.../...

*On rappelle que les facteurs d'équivalence entre les isotopes de l'uranium et l'U 233 sont donnés dans le paragraphe III-4-3 du chapître II.

ISOTOPES	MASSES CHARGEES Kg	%	MASSES DECHARGEES Kg	%	BILAN Kg
Th 232	21 486	96,55	20 890	97,23	- 596
Pa 233	-	-	31	2,08	+ 31
U 233	706	3,18	415		- 291
Pa 233 + U 233	706	3,18	446	2,08	- 260
U 232	3,1	0,014	1,8	84.10^{-6}	- 1,3
U 234	51,5	0,24	116	0,54	+ 64,5
U 235	7	0,03	25	0,12	+ 18
U 236	0,3		4,5	0,02	+ 4,2
U Total	768	3,45	593	2,76	- 175
Total	22 254	100	21 482	100	- 768

TABLEAU I/2.1 : Coeur ThO_2-U^TO_2 - 3,45 % - Chargement et déchargement de 52 assemblages - Variation des masses de noyaux entre 0 et 33 000 MWj/T (valeurs des masses arrondies au Kg, sauf pour les petites quantités).

PWR 920 MWe
EQUILIBRE

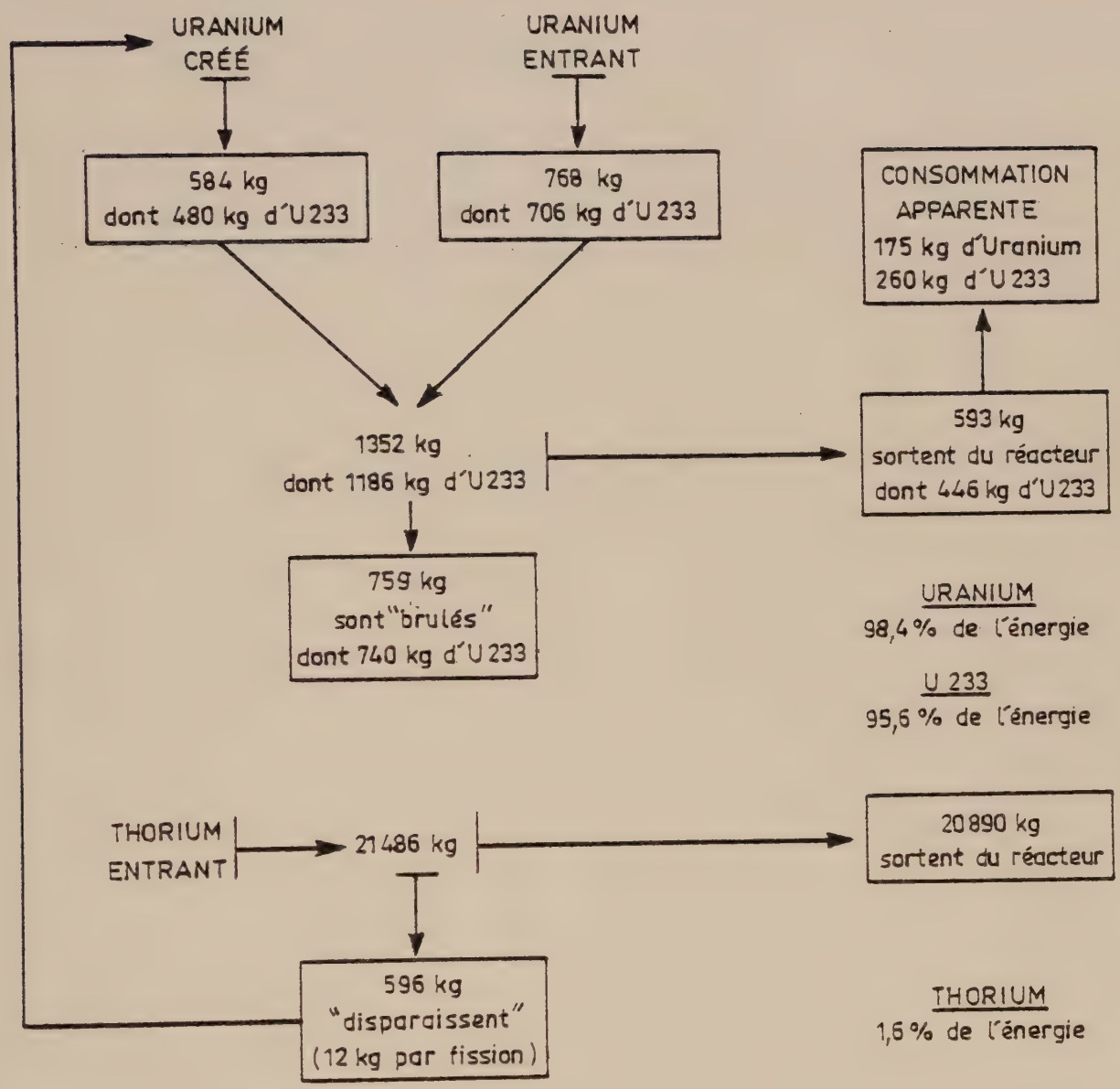


FIGURE I/2.1 - Consommation et production de l'uranium et du thorium

Si on définit le facteur de conversion comme étant le rapport de la masse totale, des isotopes fissiles déchargée à la masse totale des isotopes fissiles chargée, celui-ci est égal à :

$$\overline{C} = 0,66$$

En tenant compte de l'équivalence en U 233 de l'uranium chargé et de l'uranium déchargé, le facteur de conversion est alors égal à :

$$\overline{C}' = 0,62$$

I-3 - Etudes de cycles à l'uranium 233

Nous présentons dans ce paragraphe les principales conditions de fonctionnement des premiers cycles transitoires jusqu'à l'équilibre du cycle ThO_2-U^TO_2 (coeur entièrement constitué d'assemblages thorium-U 233).

Le cycle de référence est indiqué dans le chapître précédent au paragraphe II-4-1. A la fin d'un cycle UO_2 à l'équilibre on décharge un tiers du coeur, le combustible rechargé étant un oxyde mixte ThO_2-U^TO_2 dont la teneur en U 233 est de 3,18% (3,45% en uranium total).

La stratégie de gestion du combustible adoptée est toujours la même. On rappelle qu'elle consiste à recharger le coeur annuellement par tiers comprenant 52 assemblages neufs et à décharger le lot des 52 assemblages les plus irradiés, dont l'assemblage central. Le moins irradié de ces assemblages est replacé au centre du coeur, subissant ainsi 4 cycles. Les plans de rechargement ont été déterminés avec les contraintes habituelles :

1) durée de campagne maximum

2) facteur de point chaud inférieur à 1,435.

La figure I/3.1 présente un plan de chargement-repositionnement que nous avons utilisé pour tous les cycles jusqu'au cycle à l'équilibre ThO_2-U^TO_2. Les résultats présentés ont été déterminés par le code OEDIPE.

.../...

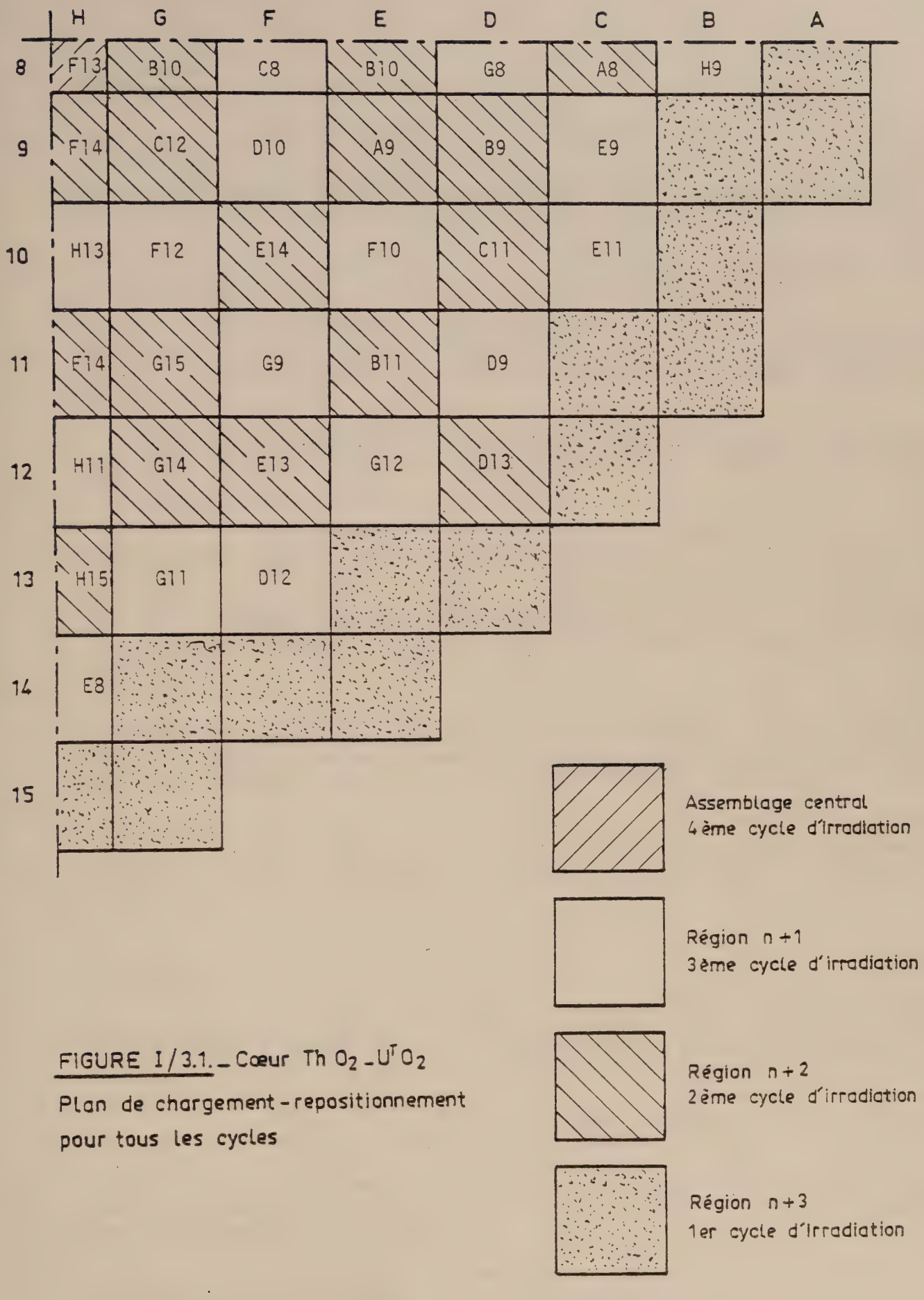


FIGURE I/3.1._ Cœur ThO_2-U^TO_2

Plan de chargement-repositionnement pour tous les cycles

CYCLE I

Les résultats portés dans le tableau I/3.1, concernent les évolutions de la concentration en bore critique et de son efficacité différentielle, le facteur de point chaud (noté Fxy) et sa localisation. Dans ce tableau nous indiquons aussi les irradiations moyennes des différentes régions au cours du cycle ainsi que leur irradiation cumulée.

Les régions 1 et 2 représentent respectivement 53 et 52 assemblages UO_2 et la région 3, 52 assemblages ThO_2-U^TO_2.

L'efficacité différentielle du bore étant assez importante (- 9 pcm/ppm), le cycle est déclaré terminé à 40 ppm de bore soluble, ce qui correspond, avec 10 ppm d'incertitude, à une réserve de réactivité de 300 pcm.

L'irradiation moyenne du coeur, cumulée au cours de ce cycle est de 10747 MWj/t, la longueur de campagne est alors de 270 jepp.

Le facteur de point chaud en début de cycle, le Xénon n'étant pas saturé, est légèrement supérieur à 1,435. Dans la figure I/3.2 nous avons représenté les distributions de puissance par assemblage en début de cycle. La puissance dégagée dans l'assemblage B9 (ou G14 par symétrie) est près de 32% supérieure à la puissance moyenne du coeur. Le facteur de point chaud se localise, bien sûr, dans cet assemblage.

A 1000 MWj/t, le facteur de poind chaud est nettement inférieur à 1,435. Si on examine les distributions de puissance dans cette situation, données dans la figure I/3.3, on remarque que la puissance dégagée dans l'assemblage B9, a nettement diminué.

En fait, si le facteur de point chaud est supérieur à sa valeur de conception, en début de cycle le Xénon n'étant pas saturé, il devient rapidement inférieur à 1,435 dès la saturation du Xénon (cf. tableau I/3.1).

CYCLE II

A l'issue du cycle I, on procède aux opérations de déchargement-rechargement, indiquées dans la figure I/3.1. On recharge 52 assemblages neufs du lot 4 en périphérie du coeur. Celui-ci étant constitué au deux tiers par du combustible mixte ThO_2-U^TO_2.

Dans ces conditions, nous obtenons pour l'évolution du coeur, les résultats indiqués dans le tableau I/3.2.

Le facteur de point chaud est inférieur à 1,435 en début de cycle, le Xénon étant nul. Ici aussi il décroît rapidement avec la saturation du Xénon.

L'irradiation moyenne du coeur, cumulée au cours de ce cycle, est de 11130 MWj/t, ce qui représente 280 jepp.

.../...

REGION	IRRADIATION (MWj/T)	
	MOYENNE AU COURS DU CYCLE	CUMULEE
1	10 685	32 280
2	12 230	21 285
3	9 320	9 320
COEUR	10 747	

IRRADIATION (MWj/T)	C_B (ppm)	EFFICACITE (pcm/ppm)	Fxy	Localisation
0 Xe nul	1 584	- 7,56	1,450	G14
1 000	1 087	- 7,76	1,306	G14
6 000	503	- 8,36	< 1,435	
10 747	40	- 8,92	< 1,435	

TABLEAU I/3.1 : Coeur mixte UO_2/ThO_2-U^TO_2 - Cycle 1 - Irradiation moyenne par région - Concentration et efficacité du bore critique Pic de puissance.

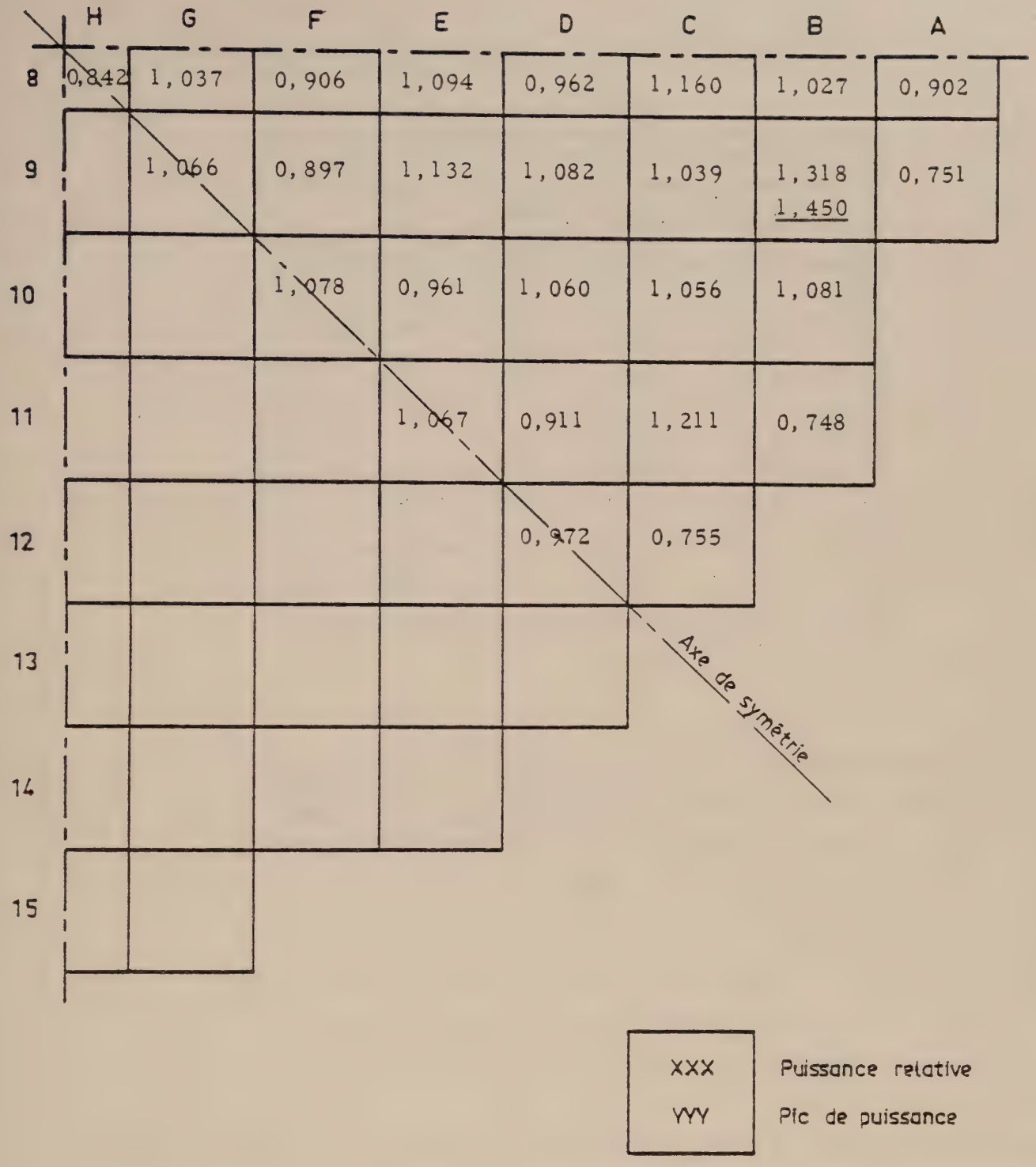


FIGURE I/3.2._ Cœur $ThO_2 - U^TO_2$

Distribution de puissance par assemblage

Premier cycle, BOL, xénon nul

REGION	IRRADIATION (MWj/T)	
	MOYENNE AU COURS DU CYCLE	CUMULEE
1 Ass. central	11 150	39 900
2	11 268	32 553
3	12 580	21 900
4	9 530	9 530
COEUR	11 130	

IRRADIATION (MWj/T)	C_B (ppm)	EFFICACITE (pcm/ppm)	Fxy	Localisation
0 Xe nul	1 610	- 7,33	1,424	G14
1 000	1 127	- 7,64	1,313	E9
6 000	533	- 8,46	< 1,435	
11 130	40	- 9,32	< 1,435	

TABLEAU I/3.2 : Coeur mixte UO_2/ThO_2-U^TO_2 - Cycle 2 - Irradiation moyenne par région - Concentration et efficacité du bore critique Pic de puissance

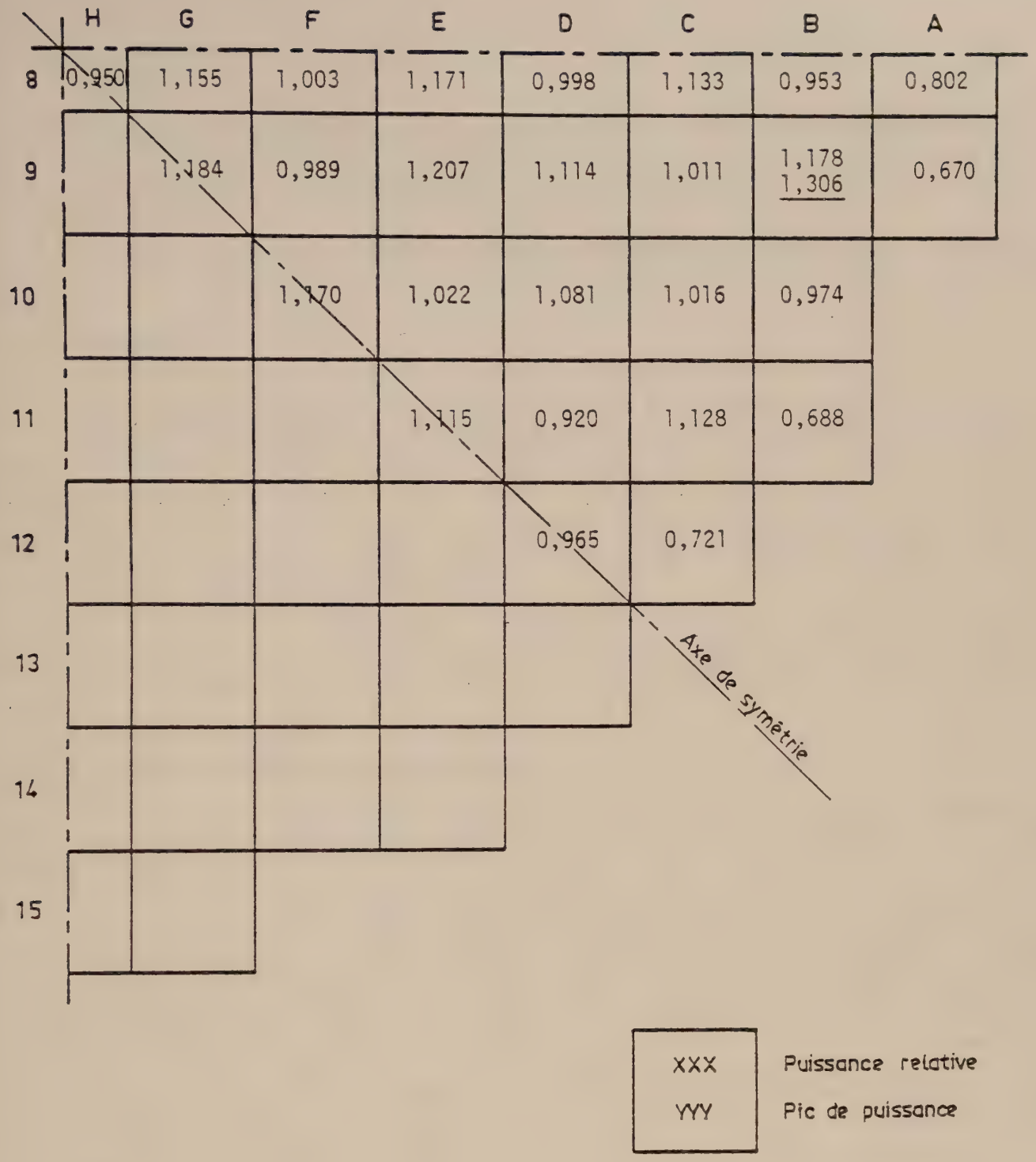


FIGURE I/3.3. – Cœur ThO_2 – U^TO_2

Distribution de puissance par assemblage

Premier cycle 1000 MWj/t

CYCLE III

Après les opérations de chargement-repositionnement précédant le début du troisième cycle, le coeur ne contient plus que du combustible ThO_2-$U^T O_2$, à l'exception de la position centrale où l'on place un assemblage UO_2.

Le tableau I/3.3 regroupe les résultats relatifs à ce cycle. La longueur de campagne est égale à 11170 MWj/t, soit 281 jepp.

CYCLE IV

A partir de ce cycle le coeur ne contient plus que des assemblages au thorium dont la teneur initiale en uranium est égale à 3,45%. Les caractéristiques de ce cycle sont portées dans le tableau I/3.4.

Le facteur de point chaud est égal à 1,50 environ en début de vie le Xénon étant nul, mais il décroît toujours rapidement avec la saturation du Xénon.

L'irradiation moyenne du coeur, cumulée au cours de ce cycle, est égale à 11000 MWj/t, la longueur de campagne est alors de 276 jepp.

CYCLE V et CYCLE VI (équilibre)

Les résultats de ces deux cycles sont présentés dans les tableaux I/3.5 et I/3.6. Ceux-ci sont très voisins, on a atteint l'équilibre.

Au début de chaque cycle, le facteur de point chaud est supérieur à 1,435, ceci parce que l'assemblage B9 (ou G14) possède une puissance relative très importante. Celle-ci décroît rapidement pendant la saturation du Xénon et le facteur de point chaud diminue jusqu'à 1,32. Cette situation est analogue pour chacun des cycles. Le lecteur pourra trouver dans l'annexe II une autre étude de tous ces cycles, le plan de chargement-repositionnement étant différent de celui qui a été adopté ici. Si les résultats de cette étude, indiquent que le facteur de point chaud est correct tout au long des cycles, il est par contre supérieur au facteur de point chaud obtenu ici, après la saturation du Xénon et pendant toute la durée des cycles.

.../...

REGION	IRRADIATION (MWj/T)	
	MOYENNE AU COURS DU CYCLE	CUMULEE
2 Ass. central	11 080	40 260
3	11 010	32 910
4	12 770	22 300
5	9 730	9 730
COEUR	11 170	

IRRADIATION (MWj/T)	C_B (ppm)	EFFICACITE (pcm/ppm)	Fxy	Localisation
0 Xe nul	1 560	- 7,55	1,477	G14
1 000	1 100	- 7,84	1,308	G14
6 000	516	- 8,79	< 1,435	
11 170	40	- 9,74	< 1,435	

TABLEAU I/3.3 : Coeur ThO_2-U^TO_2 - Cycle 3 - Irradiation moyenne par région - Concentration et efficacité du bore critique - Pic de puissance.

REGION	IRRADIATION (MWj/T)	
	MOYENNE AU COURS DU CYCLE	CUMULEE
3 Ass. central	10 680	40 074
4	10 790	33 090
5	12 545	22 275
6	9 650	9 650
COEUR	11 000	

IRRADIATION (MWj/T)	C_B (ppm)	EFFICACITE (pcm/ppm)	Fxy	Localisation
0 Xe nul	1 538	- 7,53	1,493	G14
1 000	1 078	- 7,88	1,316	G14
6 000	498	- 8,83	< 1,435	
11 000	40	- 9,76	< 1,435	

TABLEAU I/3.4 : Coeur ThO_2-U^TO_2 - Cycle 4 - Irradiation moyenne par région - Concentration et efficacité du bore critique Pic de puissance

REGION	IRRADIATION (MWj/T)	
	MOYENNE AU COURS DU CYCLE	CUMULEE
4 Ass. central	10 670	40 320
5	10 820	33 100
6	12 600	22 250
7	9 670	9 670
COEUR	11 027	

IRRADIATION (MWj/T)	C_B (ppm)	EFFICACITE (pcm/ppm)	Fxy	Localisation
0 Xe nul	1 543	- 7,58	1,503	G14
1 000	1 083	- 7,87	1,316	G14
6 000	502	- 8,82	< 1,435	
11 027	40	- 9,75	< 1,435	

TABLEAU I/3.5 : Coeur ThO_2-U^TO_2 - Cycle 5 - Irradiation moyenne par région Concentration et efficacité du bore critique - Pic de puissance.

REGION	IRRADIATION (MWj/T)	
	MOYENNE AU COURS DU CYCLE	CUMULEE
5 Ass. central	10 670	40 320
6	10 825	33 075
7	12 590	22 260
8	9 670	9 670
COEUR	11 027	

IRRADIATION (MWj/T)	C_B (ppm)	EFFICACITE (pcm/ppm)	Fxy	Localisation
0 Xe nul	1 544	- 7,52	1,493	G14
1 000	1 083	- 7,87	1,316	G14
6 000	502	- 8,82	< 1,435	
11 027	40	- 9,75	< 1,435	

TABLEAU I/3.6 : Coeur ThO_2-U^TO_2 - Cycle 6 - Irradiation moyenne par région - Concentration et efficacité du bore critique Pic de puissance.

Les principaux résultats du cycle ThO_2-U^TO_2 à l'équilibre que l'on peut retenir sont les suivants :

- la longueur de campagne est d'environ 11000 MWj/t soit 277 jepp ;

- la concentration en bore critique est assez élevée : 1540 ppm environ. Son efficacité différentielle est importante, elle est représentée dans la figure I/3.4 au cours des quatre premiers cycles. Cette efficacité différentielle du bore augmente en cours d'irradiation et avec le nombre d'assemblages ThO_2-U^TO_2 présents dans le coeur. Si on examine la figure I/1.4, on remarque qu'en début d'irradiation le spectre des neutrons est plus "dur" dans un milieu ThO_2 -U^TO_2 , que dans un milieu UO_2. Dans le combustible thorium-uranium le spectre des neutrons se "ramollit" en cours d'irradiation et au-delà de 4000 MWj/t il devient plus "mou" que celui qui règne dans l'UO_2. En effet, contrairement au ThO_2 -U^TO_2, celui-ci se "durcit" en cours d'irradiation. La section microscopique d'absorption moyenne du bore croît entre 0 et 20000 MWj/t, de 63 à 75 b dans un milieu ThO_2 -U^TO_2. En revanche dans un milieu UO_2 , elle décroît toujours entre 0 et 20000 MWj/t, de 70,7 à 63 b (63,6 b à 12000 MWj/ Quant à l'efficacité différentielle du bore elle varie, du début à la fin d'un cycle, respectivement de - 7,5 pcm/ppm à - 10 pcm/ppm pour le thorium et de - 8 pcm/ppm à - 9 pcm/ppm pour l'uranium. On peut remarquer que dans le cas de l'UO_2 , l'efficacité différentielle du bore augmente, alors que sa section d'absorption moyenne diminue légèrement. En effet, malgré le fait que l'absorption du combustible augmente, l'absorption totale de l'assemblage diminue avec l'épuisement (le bore décroît). Enfin, on peut noter que l'absorption totale d'un assemblage ThO_2-U^TO_2 est légèrement plus petite que celle d'un assemblage UO_2 ;

- le facteur de point chaud est égal à 1,32 dès la saturation du Xénon puis décroît en cours d'irradiation ;

- l'irradiation moyenne du combustible de rejet est égale à 33000 MWj/t. L'assemblage le plus irradié dépassant 40000 MWj/t.

Dans le tableau suivant on présente ces principaux résultats, ils sont comparés à ceux des cycles UO_2 et ThO_2-PuO_2.

.../...

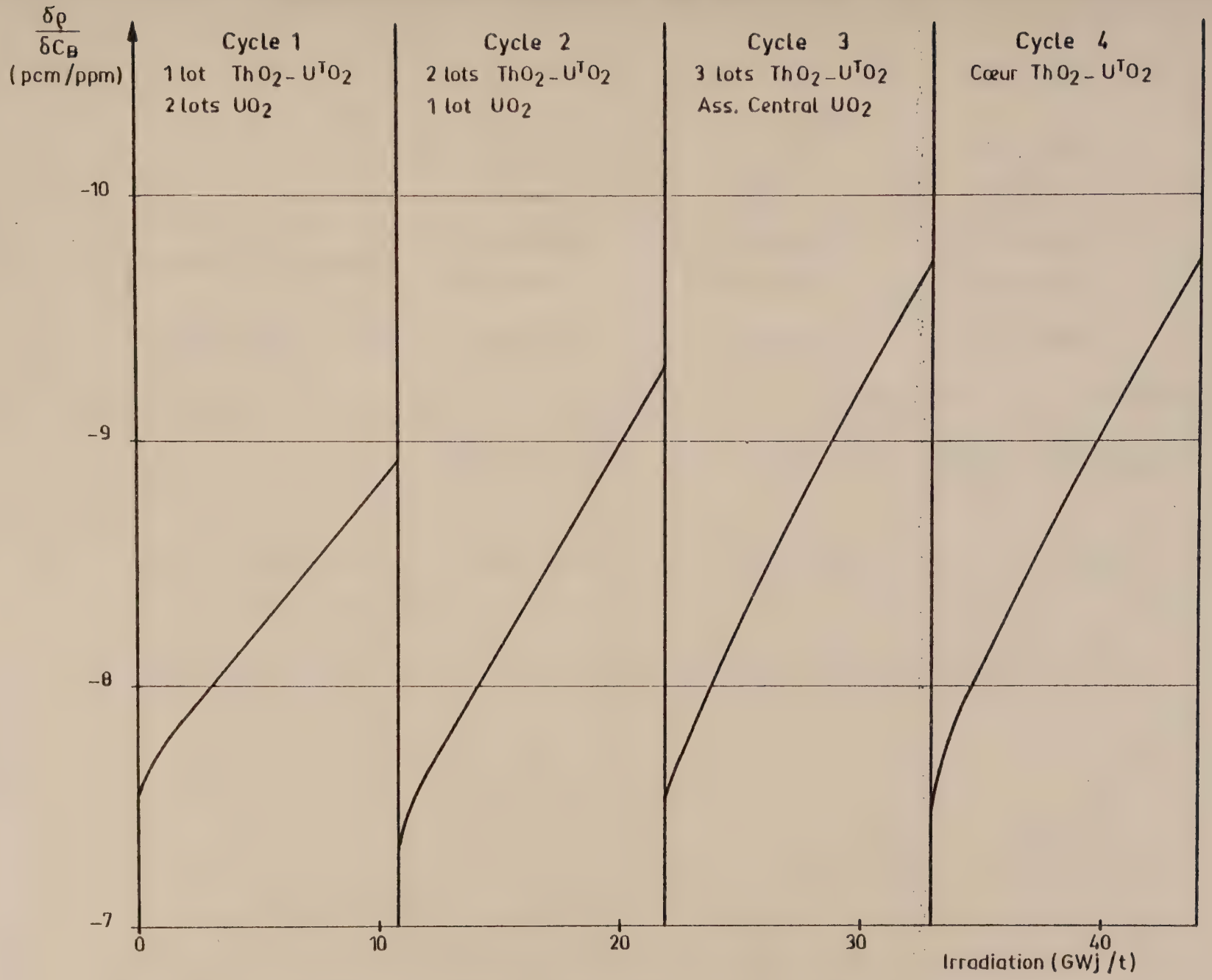


FIGURE I/3.4. - Evolution de l'efficacité différentielle du bore pendant les quatre premiers cycles

	UO_2 3,10 %	ThO_2-PuO_2 7,27 %	ThO_2-U^TO_2 3,45 %
Longueur de campagne	10 700 MWj/T 284 Jepp	10 500 MWj/T 258 Jepp	11 000 MWj/T 270 Jepp
Concentration en bore critique BOL	1 480 ppm	2 300 ppm	1 540 ppm
Efficacité du bore	de - 8 à - 9 pcm/ppm	de - 3 à - 4 pcm/ppm	de - 7,5 à - 10 pcm/ppm
Fxy	de 1,39 à 1,21	de 1,41 à 1,30	1,5 (Xe nul) puis à partir de 1 000 MWj/T < 1,32
Irradiation de rejet	32 000 MWj/T	31 500 MWj/T	33 000 MWj/T

TABLEAU I/3.7 : Principales caractéristiques des cycles UO_2, ThO_2-PuO_2 et ThO_2-U^TO_2.

I-4 - Etudes des paramètres nécessaires à la sûreté

I-4-1 - Paramètres cinétiques

On rappelle, dans le tableau suivant, la proportion totale de neutrons retardés pour chacun des isotopes.

Isotopes i	β_i pcm
Th 232	2 030
U 238	1 480
U 233	276
U 235	650
Pu 239	210
Pu 240	270
Pu 241	490

TABLEAU I/4.1.1 : Proportion totale de neutrons retardés par isotope.

Nous présentons dans le tableau I/4.1.2, le facteur β global en début et fin de cycle. Le temps de vie des neutrons prompts est aussi indiqué.

Il est à noter que celui-ci est légèrement plus court en début d'irradiation que celui relatif au cycle UO_2.

Le facteur β a été calculé, en milieu infini et sans différencier les spectres des neutrons prompts et neutrons retardés, par la formule :

$$\beta_{global} = \sum_i \beta_i \frac{\nu_i \Sigma_f^i}{\sum_j \nu_j \Sigma_f^j}$$ i et j isotopes fissiles

et le temps de vie des neutrons prompts par la formule :

$$\ell = \frac{1}{\bar{v} \Sigma_a}$$ où $\bar{v}$ est la vitesse moyenne des neutrons Σ_a est l'absorption totale de l'assemblage

.../...

	Proportion des neutrons retardés		Temps de vie des neutrons prompts 0 MWj/T - C_B = 1 000 ppm
	12 000 MWj/T	20 000 MWj/T	
ThO_2-U^TO_2 3,45 % U^T	310 pcm	320 pcm	$1,5.10^{-5}$ s
UO_2 3,10 % U235	572 pcm	530 pcm	$1,82.10^{-5}$ s

TABLEAU I/4.1.2 : Facteur β global et temps de vie des neutrons prompts - Cycles UO_2 et ThO_2-U^TO_2

I-4-2 - Effet Doppler

Nous avons déterminé l'effet Doppler par des calculs de coeur, la température du combustible passant de 670°C à 286°C qui est la température du combustible refroidi après un arrêt d'urgence. Nous déterminerons donc un coefficient de température du combustible intégral, afin de connaître l'insertion en réactivité lors du passage puissance nominale, état chaud au passage puissance nulle, état chaud.

Les résultats sont présentés dans le tableau I/4.2.1, et comparés aux cycles UO_2 et ThO_2-PuO_2.

	BOL		EOL	
	Δρ (pcm)	Coefficient (pcm/°C)	Δρ (pcm)	Coefficient (pcm/°C)
ThO_2-U^TO_2 T_c : 670 → 286°C	+ 1 110	- 2,9	+ 1 010	- 2,63
ThO_2-PuO_2 T_c : 670 → 286°C	+ 1 710	- 4,45	+ 1 360	- 3,54
UO_2 T_c : 651 → 286°C	+ 1 080	- 3,0	+ 1 140	- 3,12

TABLEAU I/4.2.1 : Effet Doppler - Cycles ThO_2-U^TO_2, ThO_2-PuO_2, UO_2

I-4-3 - Coefficient de température du modérateur

Détermination du coefficient de température du modérateur

Comme dans le cas du coefficient de température du combustible, plusieurs bibliothèques ont été constituées, en faisant un calcul APOLLO avec reprise à chaque step d'évolution. Ces bibliothèques caractérisent les cas suivants :

$$T_c = 670°C \begin{cases} T_m = 286°C & \rho_{H_2O} = 0,7485 \\ T_m = 306°C & \rho_{H_2O} = 0,7136 \\ T_m = 320°C & \rho_{H_2O} = 0,6825 \end{cases}$$

.../...

Passage de l'état chaud en puissance à l'état chaud-puissance nulle (dans le cas d'une chute des barres pour l'arrêt d'urgence).

A l'aide des deux bibliothèques correspondantes (T_m = 306°C et T_m = 286°C). Un calcul de coeur a été effectué, dans les deux cas, en début et fin de cycle. La concentration en bore critique est fixée à la concentration critique en régime nominal.

Les résultats sont indiqués sur le tableau I/4.3.1 :

REACTIVITE (pcm)	T_M = 306°C	T_M = 286°C
BOL C_B critique = 1 544 ppm Xénon nul	0	- 440
EOL C_B critique = 40 ppm	0	+ 160

TABLEAU I/4.3.1 : Coeur ThO_2-U^TO_2 - Variation de réactivité lorsque la température du modérateur passe de 306°C à 286°C

Le passage de l'état chaud en puissance à l'état chaud puissance nulle diminue la réactivité de quelques 400 pcm en début de vie, le Xénon n'étant pas saturé. Cela veut dire que le coefficient de température du modérateur est positif.

La cellule recyclant l'U 233 avec du thorium est à peine sous-modérée (pour 0 ppm de bore). On a vu que l'optimum de k_∞ était obtenu pour un rapport de modération égal à 2,5 et le point de fonctionnement de Bugey est égal à 1,92.

Nous avons représenté sur la figure I/4.3.0, le facteur de multiplication infini en fonction du rapport en modération pour une concentration en bore égale à 0 ppm et à 1000 ppm (combustible frais). On remarque que l'optimum de k_∞, pour une concentration de 1000 ppm, se situe à un rapport de modération plus faible que le point de fonctionnement. Par conséquent le réseau ThO_2-U^TO_2 est *sur-modéré* pour des concentrations de bore élevées.

.../...

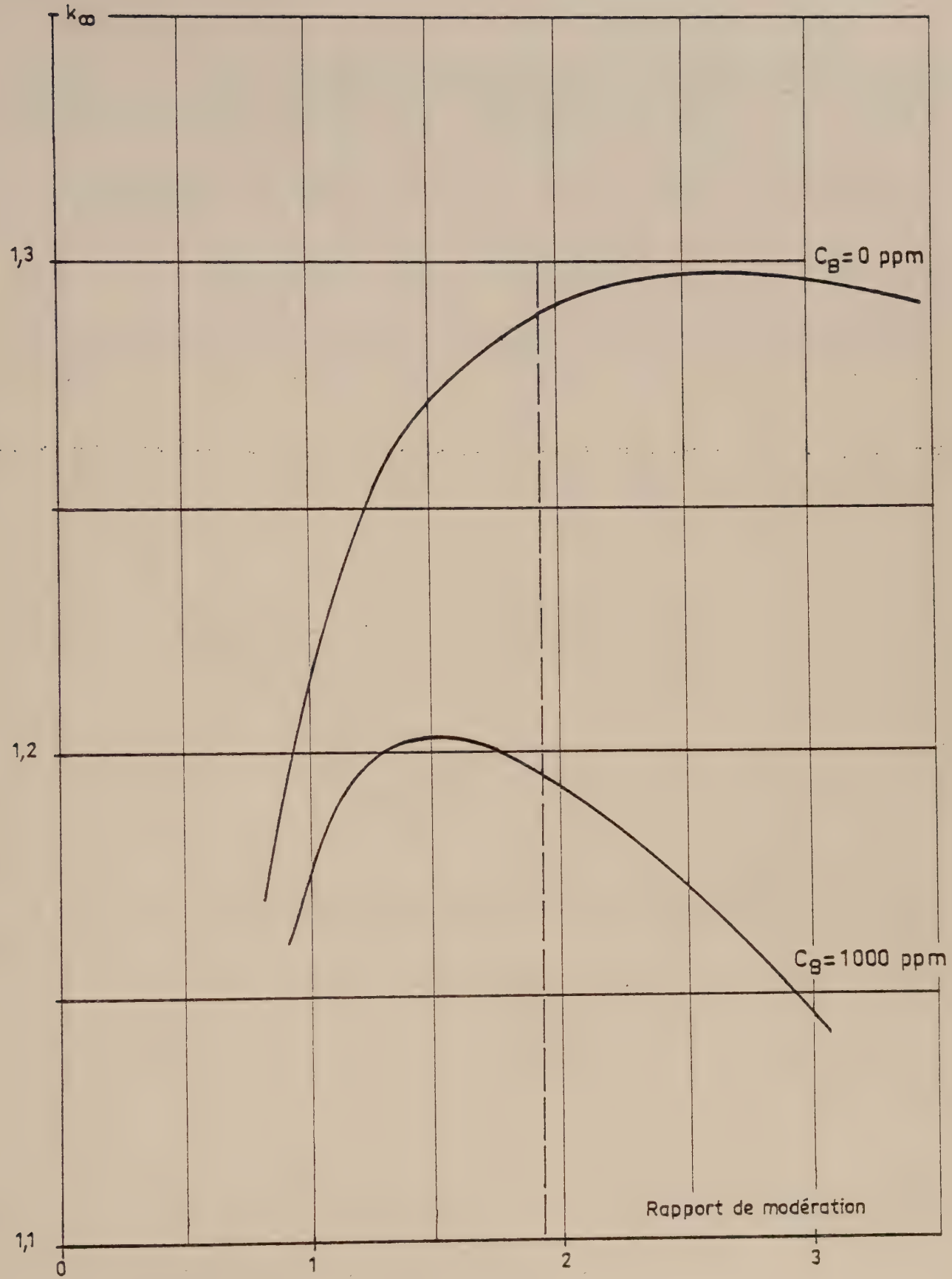


FIGURE I/4.3.0 _ Facteur de multiplication infini d'un milieu $Th\,O_2 - U^T O_2$ en fonction du rapport de modération (3,45 %)

Le coefficient de température du modérateur au cours du cycle à l'équilibre est donné dans la figure I/4.3.1. Le coefficient de température en début de cycle, Xénon saturé est égal à + 15 pcm/°C.

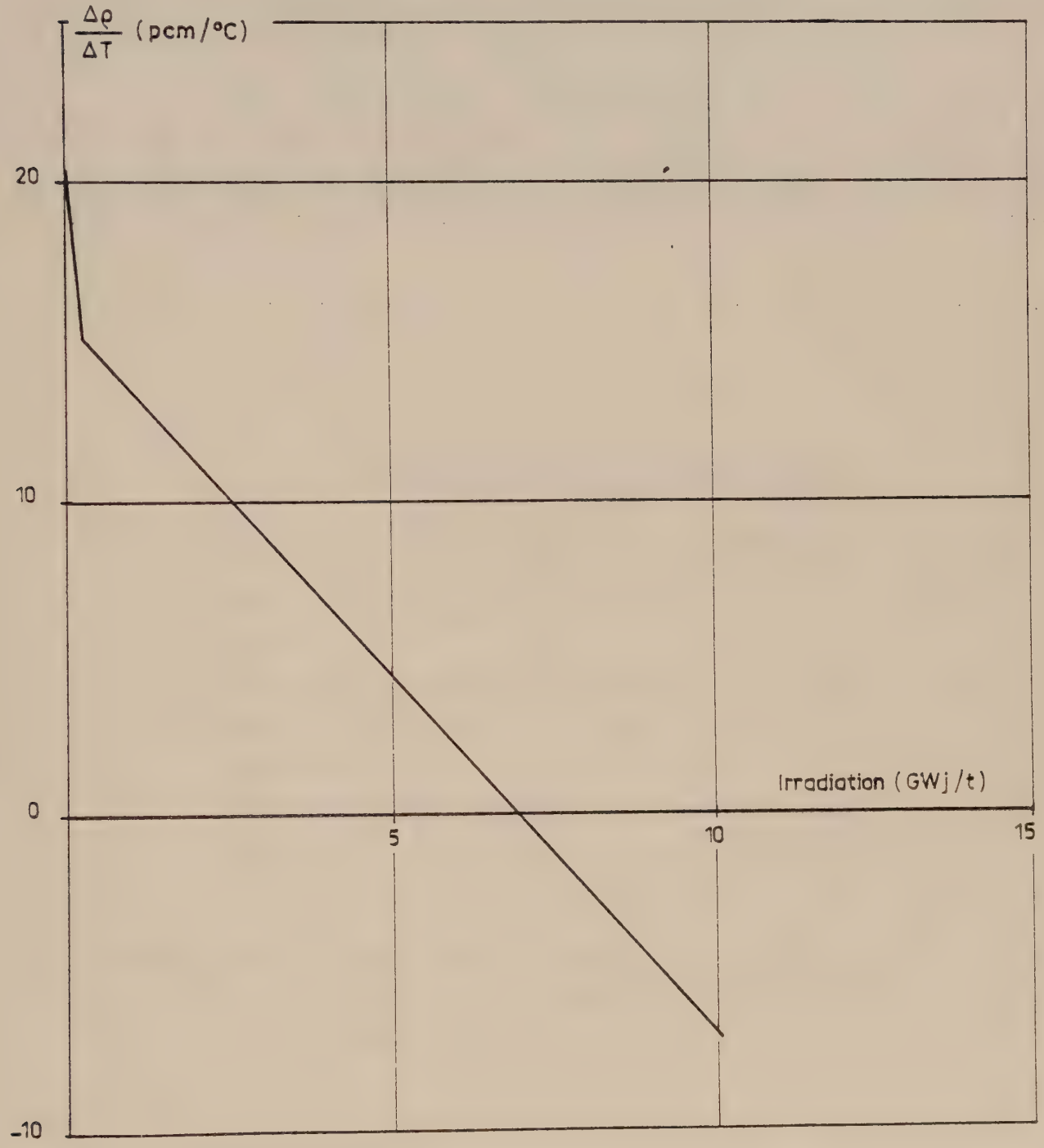


FIGURE I/4.3.1. - Cœur $Th\,O_2 - U^T\,O_2$

Evolution du coefficient de température du modérateur cycle à équilibre (ΔT = 306 °C - 286 °C)

.../...

Coefficient de température du modérateur en fonction de la température de celui-ci.

Il est important, maintenant, de déterminer le coefficient isotherme de température du modérateur. C'est-à-dire de déterminer la variation de réactivité due à une petite augmentation de la température du modérateur, celle-ci étant initialement de 286, 306 et 320°C.

Les résultats sont présentés par le tableau I/4.3.2. Les courbes de variation du coefficient de température du modérateur en fonction de la température de celui-ci, en début de cycle, Xénon nul, et en fin de cycle sont présentées sur la figure I/4.3.2. On a représenté de la même façon, l'efficacité différentielle du bore sur la figure I/4.3.3.

	T_M = 286°C pcm/°C	T_M = 306°C pcm/°C	T_M = 320°C pcm/°C
BOL Xe nul	+ 28	+ 7	+ 2,5
BOL Xe saturé	+ 20	+ 4,4	- 9
EOL	- 4,5	- 13	- 85

TABLEAU I/4.3.2 : Coefficient de température du modérateur en fonction de la température du modérateur - Cycle ThO_2-U^TO_2

.../...

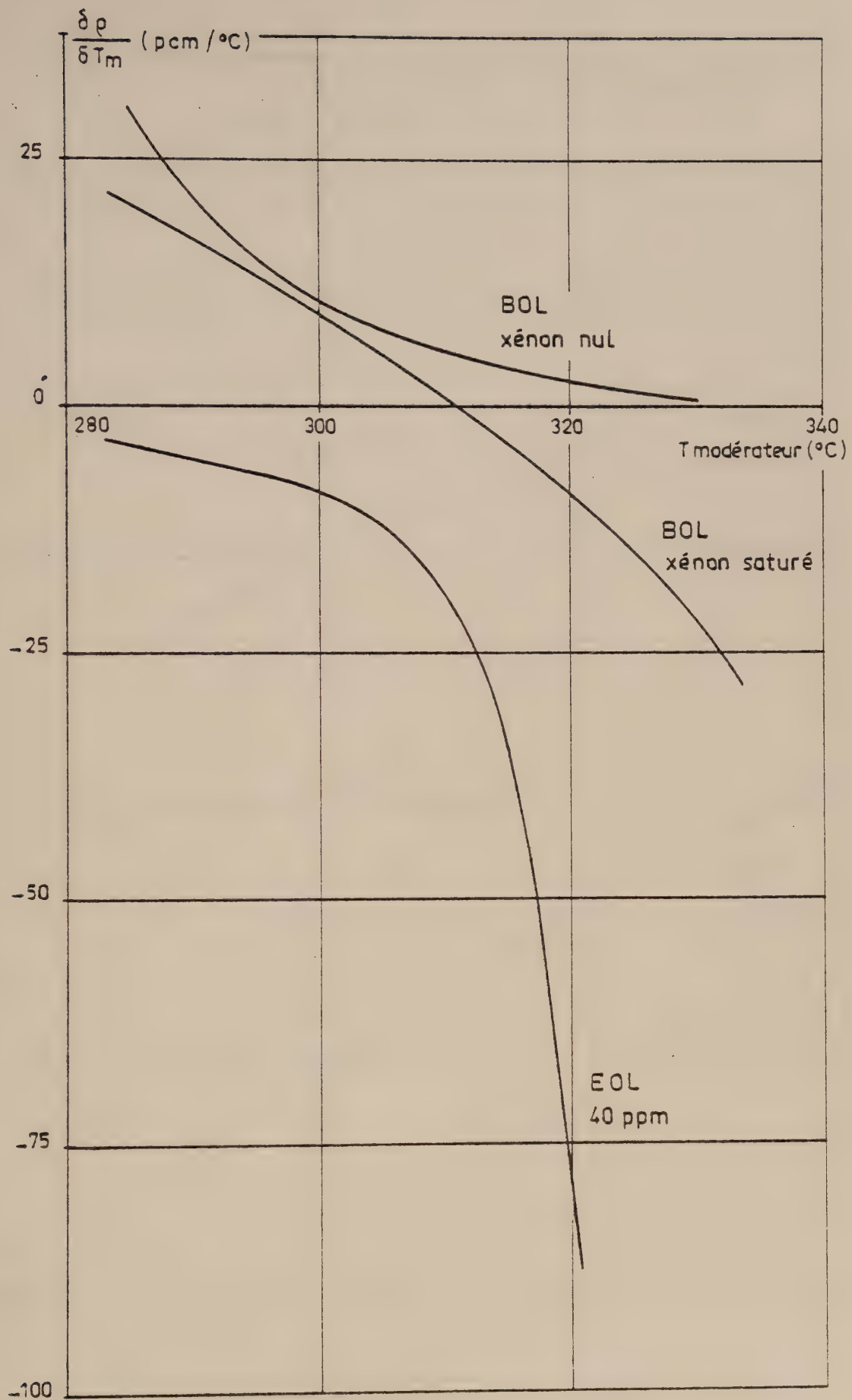


FIGURE I/4.3.2._ Cœur ThO_2-U^TO_2

Coefficient de température du modérateur en fonction de la température du modérateur

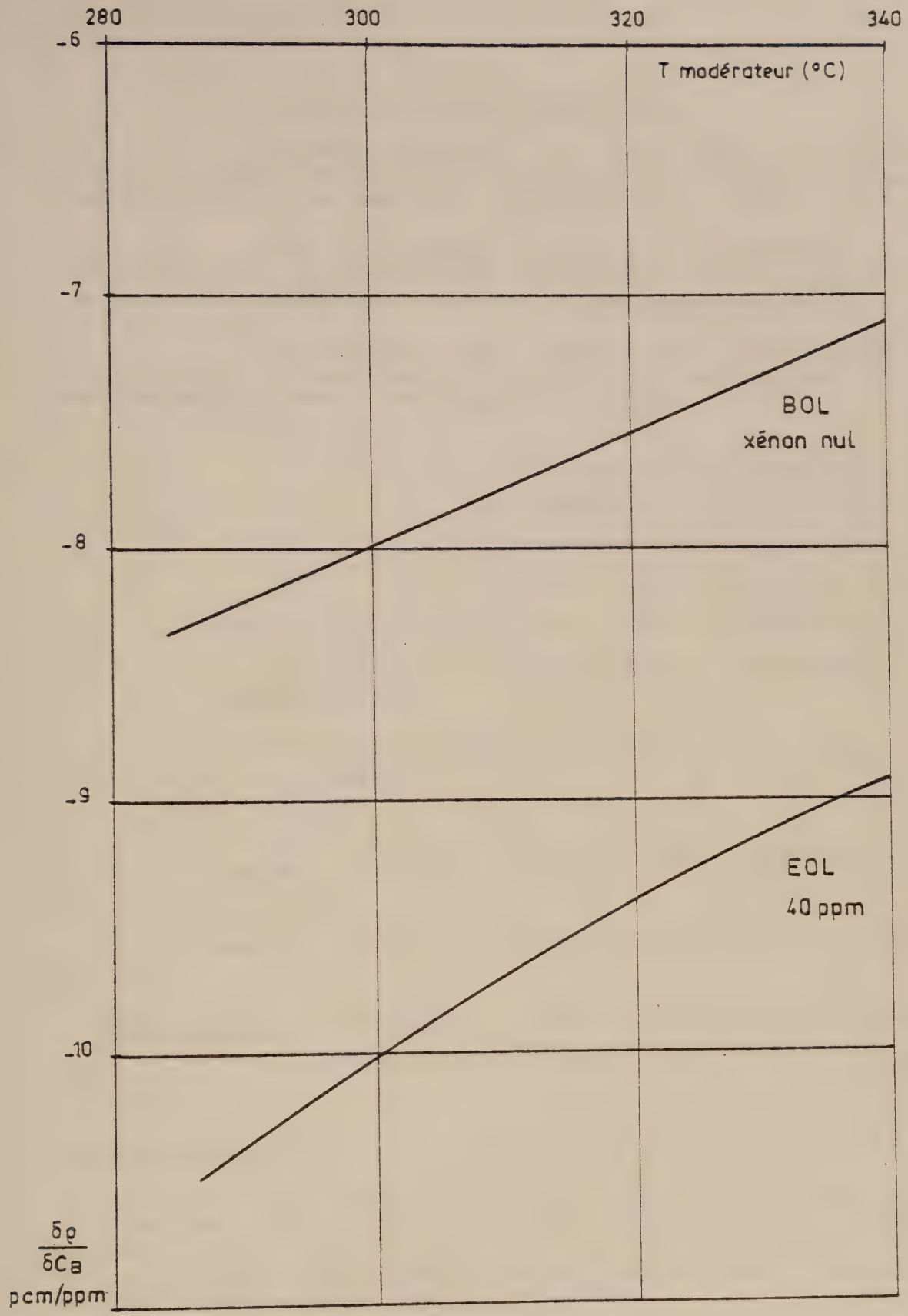


FIGURE I/4.3.3._Cœur ThO_2-U^TO_2

Efficacité différentielle du bore en fonction de la température du modérateur début et fin de cycle

I-4-4 - Efficacité des barres de contrôles

De même que pour les cas précédents, une bibliothèque a été constituée en effectuant un calcul APOLLO avec reprise à chaque step d'évolution, les grappes de contrôle étant chutées.

Dans le tableau I/4.3.3 on a rassemblé la valeur de l'efficacité des 48 grappes de contrôle en début et en fin de cycle. La figure I/4.3.4 indiquela position de ces barres de contrôle.

La recherche de la barre la plus efficace nécessite des calculs de coeur complet avec 47 barres insérées. Les résultats sont donnés également dans le tableau I/4.3.3.

	ThO_2-U^TO_2		UO_2 [31]	
	BOL	EOL	BOL	EOL
Efficacité totale des 48 grappes (pcm)	9 300	10 942	8 450	9 050
Position de la grappe la plus efficace	F12	F12	B8	B8
Efficacité de la grappe la plus efficace (pcm)	454	455	795	1 345

TABLEAU I/4.3.3 : Efficacité des grappes de contrôle et efficacité de la grappe la plus efficace - Coeurs ThO_2-U^TO_2 et UO_2

Bilan de réactivité

La "marge d'antiréactivité" mesure l'état sous-critique du réacteur lorsque l'on est passé de l'état pleine puissance à la puissance nulle par l'insertion de toutes les grappes, à l'exception de la plus efficace supposée bloquée hors du coeur, les concentrations en bore soluble et Xénon restant inchangées.

.../...

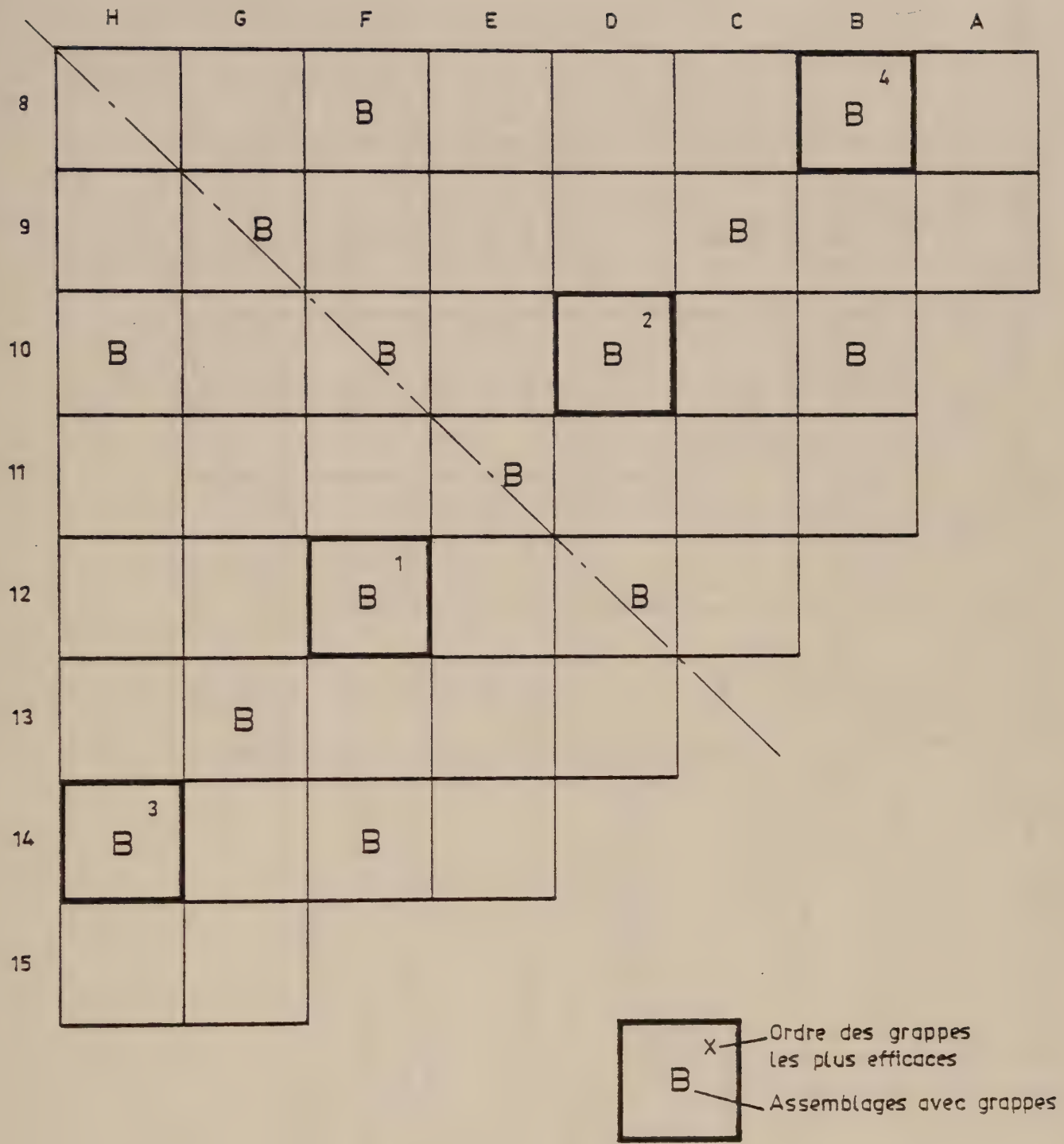


FIGURE I / 4.3.4. _ Positions des grappes de contrôle et grappes les plus efficaces

	UO_2 3,1 %		ThO_2-U^TO_2 3,45 %	
	BOL	EOL	BOL	EOL
Antiréactivité des grappes				
A chaud, puissance nulle 48 grappes	8 450	9 050	9 300	10 900
Grappe la plus réactive coincée en position haute	795	1 345	460	455
net	7 655	7 705	8 840	10 445
Marge de 10 %	765	770	890	1 045
Insertion des grappes de régulation	500	500	500	500
Antiréactivité des 47 grappes	6 390 (1)	6 435 (1)	7 450 (1)	8 900 (1)
Insertion de réactivité due au passage de la puissance nominale à la puissance nulle				
Effet Doppler	1 080	1 140	+ 1 110	+ 1 010
Effet de température du modérateur	55	910	- 440	+ 140
Redistribution axiale du flux	200	755	200	850
Total	1 335 (2)	2 805 (2)	870 (2)	2 000 (2)
Marge d'antiréactivité à l'arrêt (1) - (2)	5 055	3 630	6 580	6 900
Marge requise	1 000	1 770	1 000	1 770

TABLEAU I/4.3.4 : Bilans de réactivité et marge d'antiréactivité - Coeur UO_2 et ThO_2-U^TO_2 (toutes les quantités sont exprimées en pcm)

Le bilan de réactivité conduisant à la marge d'antiréactivité est présenté dans le tableau I/4.3.4. On a comparé les résultats relatifs au coeur ThO_2-U^TO_2 à l'équilibre à ceux relatifs au coeur UO_2 à l'équilibre.

Ce tableau appelle quelques remarques :

- l'efficacité totale des grappes de contrôle d'un coeur ThO_2-U^TO_2 est supérieure à celle des grappes d'un coeur UO_2 ;

- la grappe la plus efficace ne représente que 5% environ de l'antiréactivité totale (15% environ pour l'UO_2) ;

- la marge d'erreur sur les calculs de grappes est égale, dans les deux cas, à 10% ;

- l'insertion de réactivité due à l'effet Doppler est comparable dans les deux cas ;

- le coefficient de température du modérateur étant positif en début de vie pour le cycle ThO_2-U^TO_2, l'effet modérateur est négatif. De même l'effet de redistribution du flux devrait être moins important que les valeurs indiquées (mais on a conservé celles-ci qui correspondent à des courbes enveloppes) ;

- les marges d'antiréactivité minimum correspondant au cycle uranium ont été conservées dans cette étude.

L'efficacité totale des grappes de contrôle étant importante et les contre-réactions relativement faibles, les marges d'antiréactivité du cycle ThO_2-U^TO_2 sont largement satisfaites. Elles valent respectivement 6530 pcm en début de cycle et 6850 pcm en fin de cycle.

.../...

CONCLUSION

Dans ce paragraphe nous avons étudié le recyclage de l'U 233 avec le thorium dans les recharges d'un PWR. La géométrie du coeur du réacteur et celle des assemblages combustibles sont inchangées. Par conséquent le rapport de modération reste le même, soit 1,92. Nous avons vu que ce point de fonctionnement ne convient pas pour ce cycle, les deux raisons principales étant :

1) un facteur de conversion relativement faible ;

2) un coefficient de température du modérateur positif en début de cycle.

Alors que l'on cherche un cycle utilisant au mieux le combustible (facteur de conversion élevé), il serait dommage d'utiliser l'U 233, qui possède des qualités neutroniques excellentes dans tout le domaine d'énergie, dans de telles conditions.

D'autres solutions peuvent être envisagées qui sont les suivantes :

- l'utilisation de poisons consommables, pendant la durée de tous les cycles, afin de diminuer la concentration de bore et d'obtenir un coefficient de température du modérateur négatif ;

- la diminution du rapport de modération en augmentant les diamètres des crayons combustibles ;

- le concept de "Spectrum Shift Control Reactor" (SSCR), si on désire que la géométrie reste toujours "figée".

Les deux premières solutions n'ont pas été retenues dans cette étude, respectivement pour les raisons suivantes :

- l'utilisation de poisons consommables est délicate et cette solution n'améliore pas l'utilisation du combustible ;

- la variation du rapport de modération peut faire apparaître des problèmes de thermodynamique.

En revanche le "Spectrum Shift Control Reactor" nous a paru une solution intéressante. Elle consiste à utiliser un mélange eau légère - eau lourde, comme modérateur et jouer sur la proportion eau lourde/eau légère pour compenser les variations de réactivité en fonction de l'irradiation. Les neutrons en excès ne sont plus capturés par du bore mais en grande partie par des éléments fertiles. Par conséquent cette solution peut amener un facteur de conversion élevé et n'utilisant plus de bore soluble dans l'eau, le coefficient de température du modérateur devrait être négatif.

Dans le paragraphe suivant nous abordons l'étude du "Spectrum Shift", en présentant quelques résultats généraux et les voies principales de recherche qu'il faudrait explorer dans une étude complète.

II - RECYCLAGE DE L'U 233 EN PRESENCE DE THORIUM DANS BUGEY 2 FONCTIONNANT EN "SPECTRUM SHIFT CONTROL REACTOR".

II-1 - Généralités

II-1-1 - Principes de fonctionnement

Le "Spectrum Shift Control" consiste à utiliser comme modérateur un mélange d'eau légère et d'eau lourde. Le deutérium, élément deux fois plus lourd que l'hydrogène, a un pouvoir ralentisseur plus faible que celui-ci. En revanche c'est un corps beaucoup moins absorbant que l'hydrogène (les sections microscopiques d'absorption à 2200 m/s valent respectivement 332 mb et 0,5 mb pour H et D).

Dans les réacteurs à eau ordinaire, le réseau combustible est très compact, puisque le rapport de modération est égal à 2 environ. En introduisant de l'eau lourde, les neutrons sont moins "modérés" et le spectre des neutrons se "durcit", c'est-à-dire qu'il se déplace vers des hautes énergies.

La différence essentielle, par rapport à un PWR conventionnel, est la méthode de contrôle des variations de réactivité pendant un cycle d'irradiation. Dans un PWR conventionnel, le contrôle de la réactivité est obtenu par du bore soluble dans l'eau qui capture les neutrons en excès, la concentration du bore décroît au fur et à mesure de l'épuisement du combustible. Ces captures sont stériles et le facteur de conversion d'un PWR conventionnel n'est pas très bon. Il augmente néanmoins en cours d'irradiation.

Dans un SSCR, on procède au contrôle de la réactivité par "glissement du spectre". En jouant sur la proportion d'eau lourde dans le mélange eau légère/eau lourde, on "durcit" plus ou moins le spectre des neutrons, ce qui provoque entre autre des captures de neutrons plus ou moins importantes dans les noyaux fertiles. En début d'irradiation, puisque la réactivité à compenser est importante, le modérateur est composé en grande partie d'eau lourde (80% par exemple) ; le réseau est très sous-modéré. Au fur et à mesure de l'épuisement du combustible, il faut mieux modérer les neutrons. Pour celà on "ramollit" le spectre des neutrons en diminuant la proportion volumique de l'eau lourde. Le cycle est déclaré terminé lorsque le modérateur est essentiellement composé d'eau légère (la proportion d'eau lourde est plus que de 2% environ).

Nous présentons dans la figure II/1.1.1, le spectre des neutrons régnant dans un milieu ThO_2-$U^T O_2$ (3% en U^T) lorsque les neutrons sont ralentis par un mélange eau lourde/eau légère (60% de D_2O). Le lecteur pourra comparer cette figure avec la figure I/1.3 de ce même chapitre, donnant le spectre des neutrons toujours dans un milieu ThO_2-$U^T O_2$ (3,45% U^T), mais le modérateur étant exclusivement composé d'eau légère.

.../...

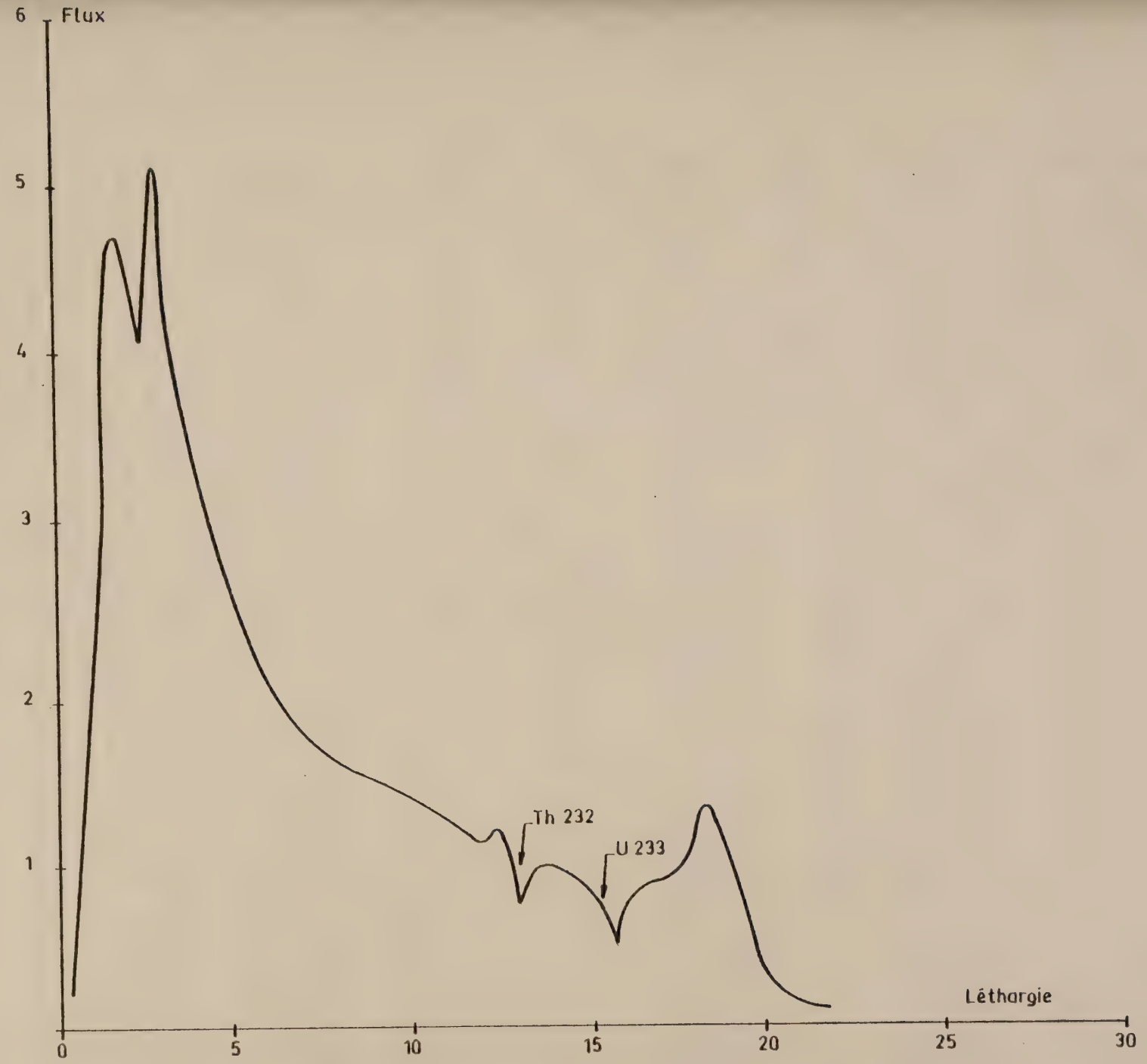


FIGURE II/1.1.7. _ Spectrum shift _ Spectre des neutrons dans un milieu ThO_2 _ U^TO_2 (3%)

L'intérêt d'un tel procédé est d'éliminer le contrôle de la réactivité par des poisons stériles. En utilisant le spectrum shift control, les neutrons en excès sont capturés en grande partie par des éléments fertiles (thorium). Le facteur de conversion est nettement plus élevé et nous obtenons une amélioration importante de l'utilisation du combustible. Ce facteur de conversion sera fonction de l'irradiation du combustible : partant d'une valeur élevée en début de cycle, il décroît pendant l'irradiation.

Nous présentons dans ce paragraphe une approche de l'étude de ce problème. Nous avons voulu surtout montrer la faisabilité d'un tel cycle (en déterminant l'évolution de l'eau lourde pendant un cycle), calculer quelques bilans matières et évaluer les facteurs de conversion.

II-1-2 - Principales caractéristiques de l'eau lourde

Densité de l'eau lourde

La densité de l'eau lourde est d'environ 10% supérieure à celle de l'eau légère. Comme cela a été fait dans [1], nous avons pris comme densité de l'eau lourde en fonction de la température celle de l'eau légère augmentée de 10,2%. Par conséquent la densité du modérateur sera :

$$\rho_M = [(1-E) + 1,102\ E]\ \rho_1$$

où E est la proportion volumique de l'eau lourde

et ρ_1 la densité de l'eau légère.

Evaluation économique de l'eau lourde

Le prix de l'eau lourde donné par [1] est de 176 $/kg ou bien 194 $/litre*.

Toujours d'après [1], le prix d'un SSCR serait de 3,5% environ supérieur à celui d'un PWR standard. Ce surcoût tient compte d'une part du prix de l'eau lourde et d'autre part des frais de modifications et de restructurations de l'installation nucléaire en SSCR. Ces derniers représenteraient la majorité du surcoût avec 74%, le prix de l'eau lourde représentant 26% environ.

Les fuites d'eau légère d'un PWR conventionnel seraient d'environ 95 litres/jour. Un réacteur à eau lourde a des fuites moins importantes et une partie de l'eau lourde est récupérée. D'après [1] les fuites du réacteur d'Atucha (340 MWe) en Argentine sont d'environ 38 litres/jour et les pertes définitives de 4 litres/jour. Les fuites irrécupérables d'eau d'un SSCR (1300 MWe) seraient estimées à 11 litres/jour (soit une perte nette de 750 kg/an d'eau lourde pure).

Le surcoût du prix du kWh dû à l'eau lourde serait de 0,65 mills/kWh.

.../...

*Tous les chiffres indiqués ici, correspondent à une estimation datant de Janvier 1978.

II-1-3 - Historique des études du "Spectrum Shift Control Reactor"

Le spectrum shift control était, aux Etats-Unis, proposé dès 1960, comme une solution intéressante d'économie en combustible, comparée à l'utilisation assez médiocre du combustible par les PWR conventionnels. Mais les études sur ce projet furent abandonnées aux Etats-Unis, quand le réacteur rapide refroidi par métal liquide (LMFBR) fut adopté par la commission de l'Energie Atomique U.S. Ce projet était considéré en 1960 comme un but à long terme de l'industrie nucléaire (on envisageait à cette époque le recyclage du plutonium dans les PWR comme une solution à court terme d'économie du combustible).

Cependant les études du spectrum shift control continuèrent en dehors des Etats-Unis. La faisabilité d'un tel concept fut démontrée par l'expérience VULCAIN dans l'installation nucléaire BR-3 à MOL en Belgique. Cette installation fonctionna tout d'abord pendant deux ans à l'eau légère pressurisée (PWR). Elle fut ensuite transformée pour fonctionner en SSCR avec succès pendant 2 ans de 1966 à 1968. Cette installation fut de nouveau transformée en PWR pour d'autres programmes expérimentaux.

Aujourd'hui le retard dans le programme des surgénérateurs aux Etats-Unis et l'augmentation rapide des besoins en uranium naturel, amènent un regain d'intérêt pour le SSCR. Bien d'autres possibilités sont envisagées, en particulier les réacteurs à eau lourde ou les surgénérateurs à eau légère (LWBR). Mais ces solutions demandent des efforts de recherche et de développement assez importants. En revanche le SSCR utilise la technologie éprouvée des PWR et on peut envisager en principe une application assez rapide de ce type de réacteur.

II-1-4 - Méthodes de calcul

Après les opérations de modifications, le réacteur sera chargé d'un nouveau coeur entièrement constitué d'un combustible ThO_2-U^TO_2* (on n'envisage pas pour l'instant d'utiliser un coeur mixte).

Comme dans le cycle standard UO_2, le premier coeur est constitué de trois régions dont les teneurs en uranium sont différentes. De plus les assemblages combustibles sont homogènes et aucun ne contient bien sûr de poisons consommables.

La principale difficulté de cette étude sera de déterminer les quatres paramètres suivants :

- les trois teneurs en U^T des trois régions du premier coeur ;
- l'évolution de la composition du modérateur.

.../...

*On rappelle que l'uranium U^T est composé à 92% d'U 233, 7% d'U 234 et 1% d'U 235 environ.

Le choix de ces paramètres tient compte d'une part des longueurs de campagne des premiers cycles, qui doivent être correctes et d'autre part du contrôle de la réactivité pendant ces campagnes (la pile ne doit pas être surcritique pour des concentrations en eau lourde de 100%, puisqu'il n'y a pas de poison). Par conséquent, il faudra choisir des teneurs en U^T telles que les longueurs de campagnes soient les plus longues possibles tout en contrôlant les variations de réactivité.

Les codes de calculs utilisés (APOLLO, JANUS ou OEDIPE) n'ont pas été conçus pour tenir compte d'une éventuelle évolution continue de la composition du modérateur. Mais il est possible de réaliser des calculs de cellules en milieu infini, caractérisant cette nouvelle situation, par APOLLO. L'évolution de la composition du modérateur se fait par pas (2500 MWj/t par exemple), en effectuant plusieurs calculs APOLLO successifs en reprise.

En revanche les calculs de coeur par JANUS ou OEDIPE, ne sont pas possibles (ces codes ont été conçus pour traiter essentiellement les cas conventionnels). C'est pourquoi les calculs, présentés ici, ont été réalisés en utilisant uniquement les possibilités d'APOLLO.

La quantité des paramètres à déterminer étant très importante et l'optimum étant a priori difficile à trouver, le nombre de calculs d'assemblages combustibles en milieu infini peut-être très grand. Il faudrait tout d'abord fixer les teneurs en U^T du combustible, puis caractériser une évolution unique de l'eau lourde pour les trois cas, afin d'obtenir des facteurs de multiplication constants. Ensuite il faudrait effectuer des calculs de coeur pour vérifier que la longueur de campagne et le contrôle de la pile sont assurés. Dans le cas contraire il faudrait faire varier un ou plusieurs des paramètres et recommencer, par itérations successives, ces opérations.

Afin de faciliter l'approche de cette étude, nous avons envisagé d'utiliser l'option MULTICELLULES du code APOLLO. L'ensemble du premier coeur est simulé par un ensemble de 7 cellules :

- 3 cellules combustibles simulant les 3 régions du coeur ;
- 3 cellules "trous d'eau" associées aux cellules combustibles ;
- 1 cellule simulant le réflecteur entourant le coeur.

Nous avons calculé les proportions volumiques de chacune de ces cellules et les probabilités pour un neutron sortant d'une cellule I d'entrer dans une cellule J ayant entre elles une frontière commune, de telle sorte que le plan de chargement en damier soit représenté.

En utilisant cette méthode, nous avons pu déterminer les teneurs en uranium du combustible du premier coeur et des recharges. De même, nous avons évalué l'évolution du modérateur pendant les premiers cycles.

En fixant ces paramètres les calculs en milieu infini sont alors repris pour chaque sorte d'assemblage, afin d'établir des bilans matière convenables.

.../...

II-2 - Etude du premier coeur de BUGEY 2 - SSCR

II-2-1 - Détermination des teneurs en uranium pour chacune des régions

En utilisant la méthode de calcul précédement exposée, nous avons effectué plusieurs essais afin d'obtenir les teneurs en uranium du combustible. Celles-ci doivent être assez élevées pour obtenir des longueurs de campagne suffisament longues, mais pas trop grandes afin de pouvoir contrôler la réactivité avec une proportion maximum d'eau lourde de 97% environ.

Dans ces conditions nous avons obtenu, comme teneurs en uranium pour chacune des régions :

- 1,88% en U^T pour la région 1
- 2,38% en U^T pour la région 2
- 2,88% en U^T pour la région 3.

Ces proportions en masse de l'uranium dans le combustible correspondent respectivement à 1,73%, 2,19% et 2,65% en U 233.

II-2-2 - Etude des premiers cycles

CYCLE 1

Nous avons déterminé l'évolution du modérateur de telle sorte que le facteur de multiplication soit constant pendant toute la durée du cycle. Nous présentons dans la figure II/2.2.1, le pourcentage volumique d'eau lourde dans le modérateur, en fonction de l'irradiation.

L'évolution du modérateur est effectuée par pas de 2500 MWj/t. A l'intérieur de ce pas d'irradiation (où la composition du modérateur est constante, l'évolution du combustible se fait par pas de 1000 MWj/t (0, 1000, 2000 et 2500 MWj/t).

La longueur de ce premier cycle est égale à 9000 MWj/t soit 221 jepp. On ne peut guère obtenir une longueur de campagne plus importante, puisque l'eau lourde représente 97% du modérateur, en début de cycle, le Xénon n'étant pas saturé.

CYCLE 2

A la fin du cycle précédent, on décharge les assemblages à 1,85%. Les assemblages à 2,38% et 2,88% sont replacés au centre du coeur. On recharge en périphérie les assemblages neufs de teneur en U^T égale à 2,88%.

L'évolution de la proportion volumique de l'eau lourde, pendant ce cycle, est représentée dans la figure II/2.2.2. La longueur de campagne de ce cycle est égale à 11000 MWj/t soit à 270 jepp.

.../...

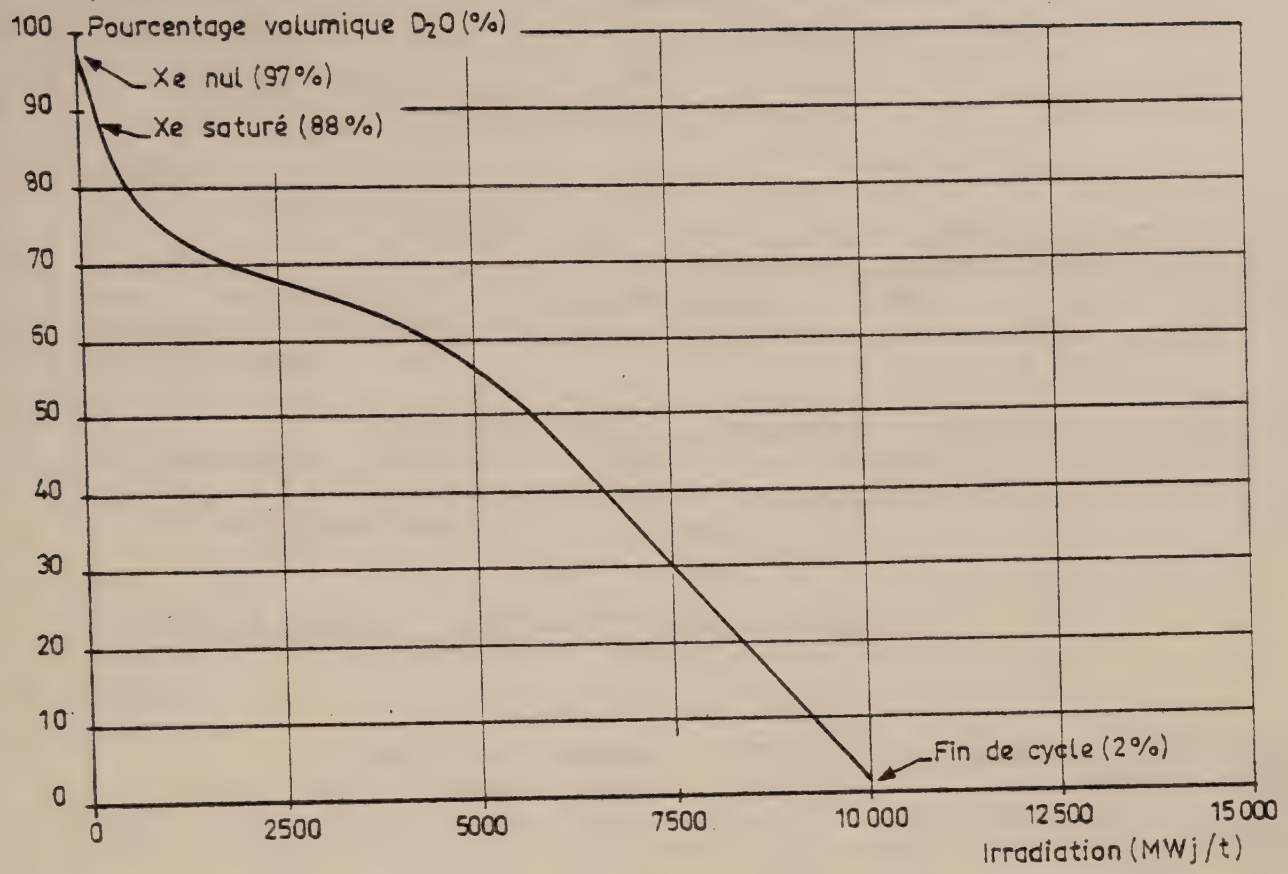


FIGURE II/2.2.1 _ Bugey 2 _ SSCR _ Cœur ThO_2-U^TO_2 _ CYCLE 1

Evolution de la proportion volumique de l'eau lourde et du facteur de multiplication

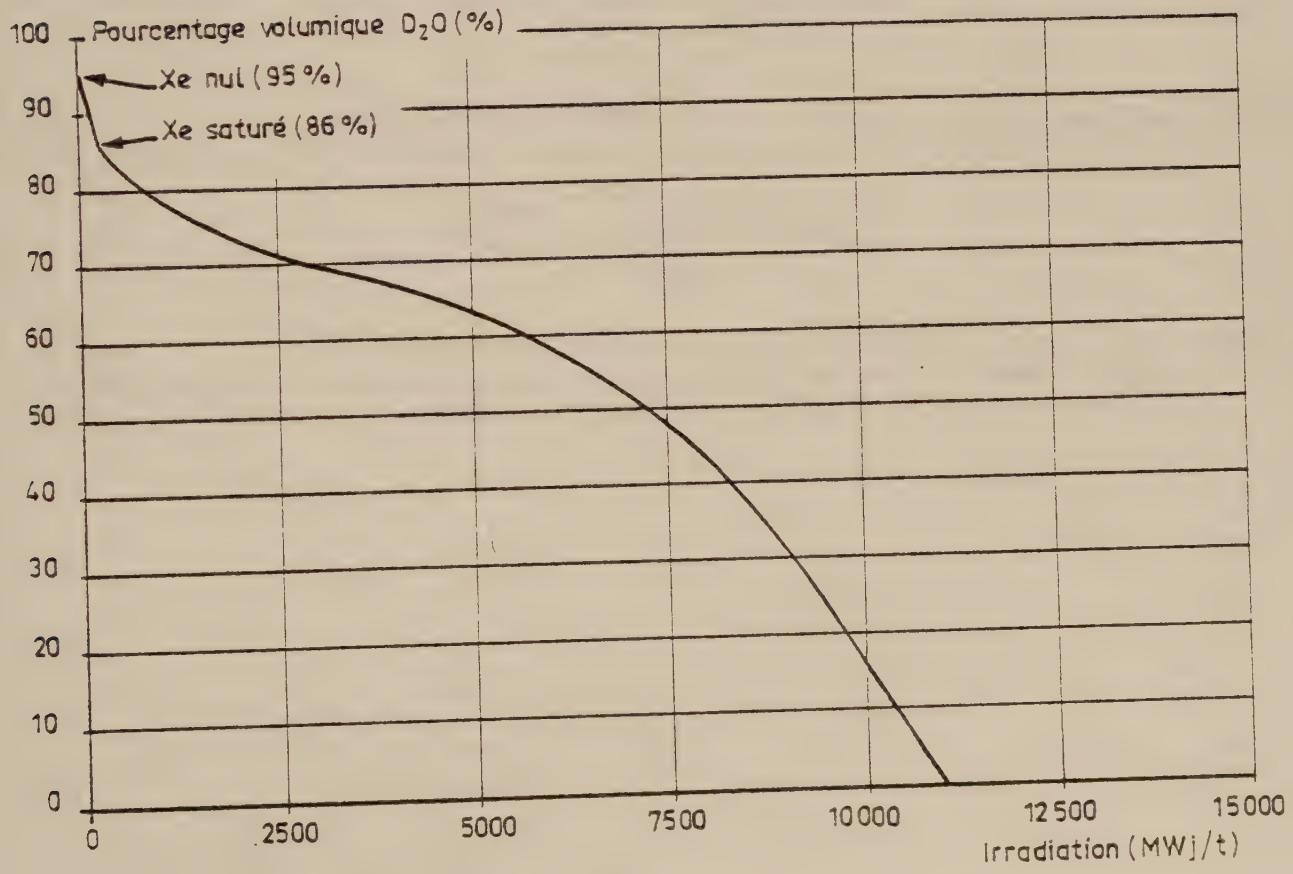


FIGURE II/2.2.2 _ Bugey 2 _ SSCR _ Cœur ThO_2-U^TO_2 _ CYCLE 2

Evolution de la proportion volumique de l'eau lourde et du facteur de multiplication

CYCLE 3

A la fin du cycle 2, on décharge les assemblages à 2,88%. On recharge en périphérie des assemblages neufs dont la teneur en uranium est toujours égale à 2,88%. Le coeur est composé uniquement d'assemblages dont la teneur initiale en uranium était égale à 2,88%.

L'évolution de la proportion volumique de l'eau lourde du modérateur, pendant ce cycle, est identique à celle du cycle 2 (cf. figure II/2.2.2). La longueur de campagne de ce cycle est égale à 11000 MWj/t environ, soit à 270 jepp.

BILANS MATIERES ET FACTEURS DE CONVERSION

CYCLE 1

Dans le tableau II/2.2.1, on présente un inventaire des masses des différents isotopes constituant le combustible du premier coeur. Les résultats sont donnés pour chacune des trois régions et sur l'ensemble du coeur. A la fin du premier cycle, on décharge 52, assemblages dont la teneur initiale en U^T était égale à 1,88%. Dans le tableau II/2.2.2, on donne les masses des différents isotopes pour 52 assemblages chargés en début de cycle et les 52 assemblages déchargés en fin de cycle. On peut définir le facteur de conversion de ce cycle, comme étant le rapport de la masse des isotopes fissiles déchargée à la masse des isotopes fissiles chargée en début de cycle. Dans ces conditions, ce facteur de conversion est égale à :

$$\bar{C} = 1,056$$

Les facteurs d'équivalence entre les isotopes de l'uranium et l'uranium 233 sont définis par la relation (voir annexe III) :

$$\omega^{i/233} = \frac{\overline{\nu\sigma_f}^{i} - \bar{\sigma}_a^{i}}{\overline{\nu\sigma_f}^{233} - \bar{\sigma}_a^{233}}$$

Puisque le spectre des neutrons dans un SSCR est très variable, ces facteurs d'équivalence varient fortement avec l'irradiation. On donne ci-après, ces facteur en début et fin de cycle.

.../...

ISOTOPES	Lot 1 kg	Lot 2 kg	Lot 3 kg	Coeur kg
Th 232	22 256	21 724	21 613	65 593
Pa 233	-	-	-	-
U 233	393	488	590	1 471
U 234	30	37	45	112
U 235	4	5	6	15
U fissile + Pa 233	397	493	596	1 486
U total	427	530	641	1 598
TOTAL	22 683	22 254	22 254	67 191

TABLEAU II/2.2.1 : BUGEY 2 - SSCR
Premier coeur ThO_2-U^TO_2
Inventaire en masse des isotopes lourds par lot
(Ces valeurs sont arrondies au kg)

ISOTOPES	Chargement 52 assemblages 0 MWj/T kg	Déchargement de 52 assemblages 10 000 MWj/T kg	BILAN kg
Th 232	21 836	21 605	- 231
U 232	-	0,5	+ 0,5
Pa 233	-	33	+ 33
U 233	386	369	- 17
U 234	29	51	+ 23
U 235	4	10	+ 6
U 236	0,17	0,82	+ 0,65
U fissile + Pa 233	390	412	+ 22
U total	419	465	+ 46
TOTAL	22 254	22 069	- 185

TABLEAU II/2.2.2 : BUGEY 2 - SSCR
Coeur ThO_2-U^TO_2
Cycle 1
Bilan matière
(Ces valeurs sont arrondies au kg, sauf pour les petites quantités)

ISOTOPES i	$\omega^{i/233}$ 0 MWj/T	$\omega^{i/233}$ 10 000 MWj/T
U 233	1,00	1,00
U 234	- 0,41	- 0,23
U 235	+ 0,63	+ 0,79
U 236	- 0,20	- 0,09

Dans ces conditions, l'uranium chargé en début de cycle (88% d'eau lourde) à une équivalence de 0,90 en U 233. Quant à l'uranium déchargé en fin de cycle (2% d'eau lourde) son équivalence en U 233 est égale à 0,86. (Cette équivalence avec 88% d'eau lourde, tombe à 0,83).

En tenant compte de ces équivalences, le facteur de conversion du cycle 1 est égal à :

$$\overline{C} = \underline{1,06}$$

CYCLE 2

Nous avons présenté le bilan matière du cycle 2 dans le tableau II/2.2.3. Le facteur de conversion de ce cycle est égal à :

$$\overline{C} = 0,96$$

En tenant compte des facteurs d'équivalence donnés ci-dessus, l'uranium chargé à une équivalence en U 233 de 0,90 et l'uranium déchargé de 0,80 (rechargé en début d'un nouveau cycle, il passe à 0,77). Le facteur de conversion dans ces conditions est égal à :

$$\overline{C} = 0,94$$

.../...

ISOTOPES	Chargement 52 assemblages 0 MWj/T Kg	Déchargement de 52 assemblages 21 000 MWj/T Kg	BILAN kg
Th 232	21 724	21 255	- 469
U 232	-	1	+ 1
Pa 233	-	31	+ 31
U 233	488	424	- 64
U 234	37	83	+ 46
U 235	5	20	+ 15
U 236	0,2	2,3	+ 2,1
U fissile + Pa 233	493	475	- 18
U total	530	561	+ 31
TOTAL	22 254	21 816	- 438

TABLEAU II/2.2.3 : BUGEY 2 - SSCR
Coeur ThO_2-U^TO_2
Cycle 2
Bilan matière
(Ces valeurs sont arrondies au kg, sauf pour les petites quantités)

CYCLE 3

Le tableau II/2.2.4 donne le bilan matière de ce cycle. Le facteur de conversion est égal ici à :

$$\bar{C} = 0,84$$

Les facteurs d'équivalence, des isotopes de l'uranium, en début et fin de ce cycle sont les suivants :

ISOTOPE i	$\omega^{i/233}$ 0 MWj/T (96 % de D_2O)	$\omega^{i/233}$ 12 000 MWj/T (2 % de D_2O)
U 233	+ 1,00	+ 1,00
U 234	- 0,37	- 0,24
U 235	+ 0,54	+ 0,76
U 236	- 0,18	- 0,10

L'uranium chargé à une équivalence en U 233 de 0,90 et l'uranium déchargé de 0,75 (rechargé au début d'un nouveau cycle, il passe à 0,71). Le facteur de conversion est alors égal à :

$$\bar{C}' = 0,80$$

Dans la figure II/2.2.3, est représenté l'évolution du facteur de conversion pendant ces trois premiers cycles. Ce facteur a été calculé ici, comme étant le rapport du taux de capture des éléments fertiles au taux d'absorption des éléments fissiles.

.../...

ISOTOPES	CHARGEMENT 52 assemblages 0 MWj/T Kg	DECHARGEMENT 52 assemblages 32 000 MWj/T Kg	BILAN Kg
Th 232	21 613	20 910	- 703
U 232	-	1,5	+ 1,5
Pu 233	-	30	+ 30
U 233	590	436	- 154
U 234	45	114	+ 69
U 235	6	33	+ 27
U 236	-	5	+ 5
U fissile + Pu 233	596	499	- 97
U Total	641	619	- 22
TOTAL	22 254	21 529	- 725

TABLEAU II/2.2.4 : BUGEY 2 - SSCR - Coeur ThO_2-U^TO_2
Cycle 3
Bilan matière
(Ces valeurs sont arrondies au kg, sauf pour les petites quantités)

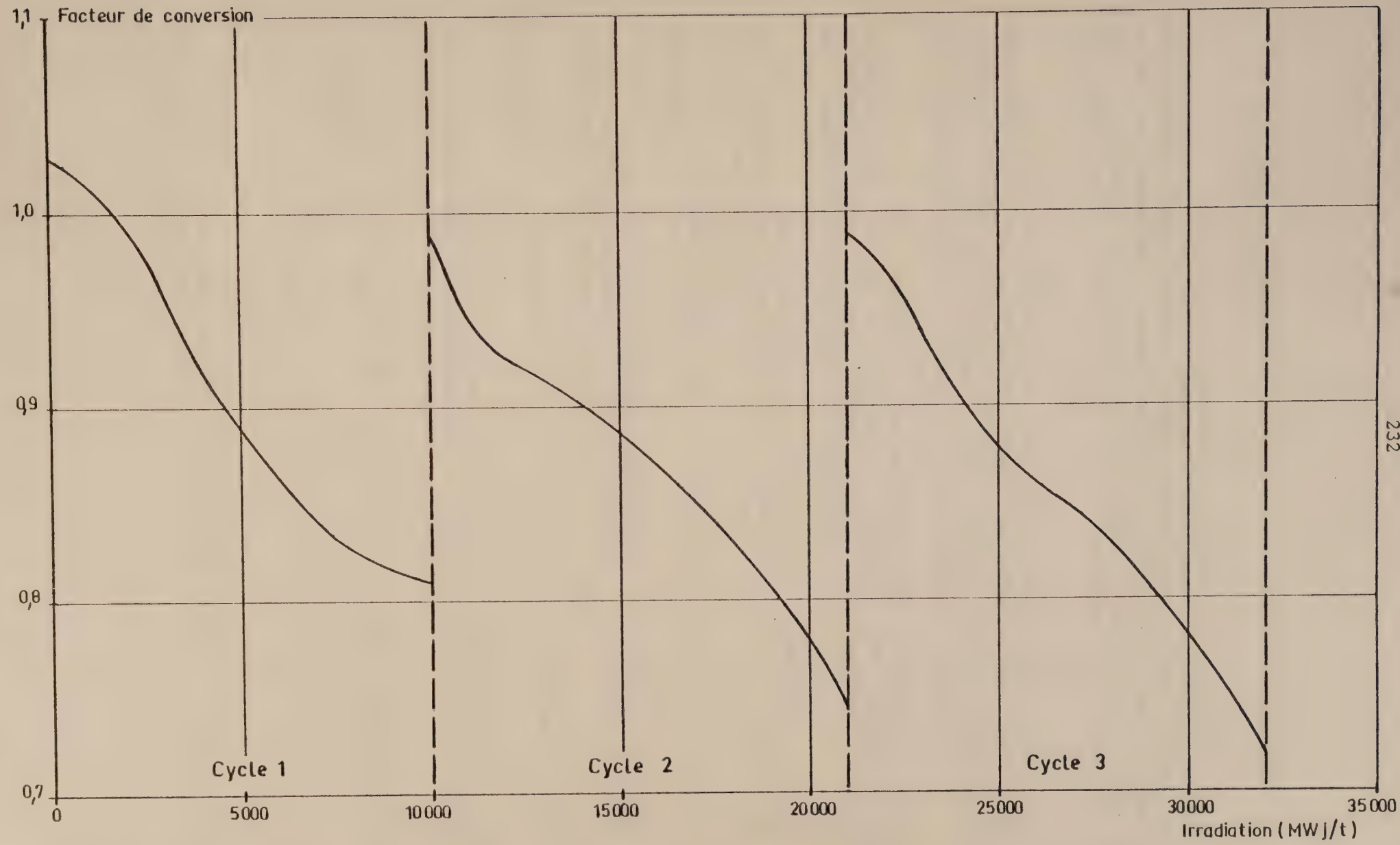


FIGURE II/2.2.3 - Bugey 2 - SSCR - Coeur Th O_2 - $U^T O_2$ - Evolution du facteur de conversion pendant les trois premiers cycles

II-3 - Etude de l'assemblage de teneur en uranium égale à 2,88%, en milieu infini.

Dans le paragraphe précédent nous avons étudié les trois premiers cycles de fonctionnement d'un coeur ThO_2-U^TO_2, fonctionnant en spectrum shift control. Chaque recharge en début d'un nouveau cycle, est composée d'assemblages à 2,88% en U^T. Nous avons estimé que le troisième cycle était à l'équilibre. L'évolution de l'eau lourde du modérateur se répète d'une façon identique pour tous les cycles suivants.

La méthode de calcul utilisée n'étant pas le schéma standard de calcul des réacteurs, nous avons voulu déterminer plus exactement les principales caractéristiques du cycle à l'équilibre: évolution des noyaux lourds, bilan matière, facteurs de conversion, par des calculs en milieu infini de l'assemblage à 2,88% en U^T.

En reprenant exactement la même évolution du modérateur pendant trois cycles à l'équilibre (longueur de campagne égale à 11000 MWj/t), nous avons effectué une évolution complète du combustible de l'assemblage à 2,88%, de 0 à 33000 MWj/t.

Dans la figure II/3.1, on a représenté l'évolution des concentrations des principaux isotopes lourds. A partir de cette figure on peut constater que :

- la décroissance de l'U 233 est faible, car le facteur de conversion est élevé ;

- le Pa 233 augmente brusquement jusqu'à un maximum suivi d'une décroissance lente (le flux est élevé à l'origine du cycle puis décroît ensuite légèrement jusqu'à la fin du cycle) ;

- les croissances de l'U 234 et de l'U 235 sont pratiquement linéaires.

Dans le tableau II/3.1 on a représenté le bilan matière de 52 assemblages à 2,88% chargés en début de cycle et 52 assemblages déchargés à une irradiation moyenne de 33000 MWj/t.

Enfin sur la figure II/3.2, on a représenté l'évolution du facteur de conversion de l'assemblage à 2,88% pendant trois cycles à l'équilibre.

Le facteur de conversion moyen est égal à :

$$\overline{C} = 0,87$$

On donne dans le tableau suivant les facteurs d'équivalence des isotopes de l'uranium, calculés au début et à la fin d'un cycle à l'équilibre.

.../...

ISOTOPE i	$\omega^{i/233}$ 0 MWj/T	$\omega^{i/233}$ 30 000 MWj/T
U 233	+ 1,00	+ 1,00
U 234	- 0,49	- 0,25
U 235	+ 0,54	+ 0,75
U 236	- 0,25	- 0,10

En tenant compte de ces facteurs, l'uranium chargé au début d'un cycle à une équivalence de 0,89 et l'uranium déchargé de 0,76. Le facteur de conversion est alors égal à :

$$\overline{C} = 0,86$$

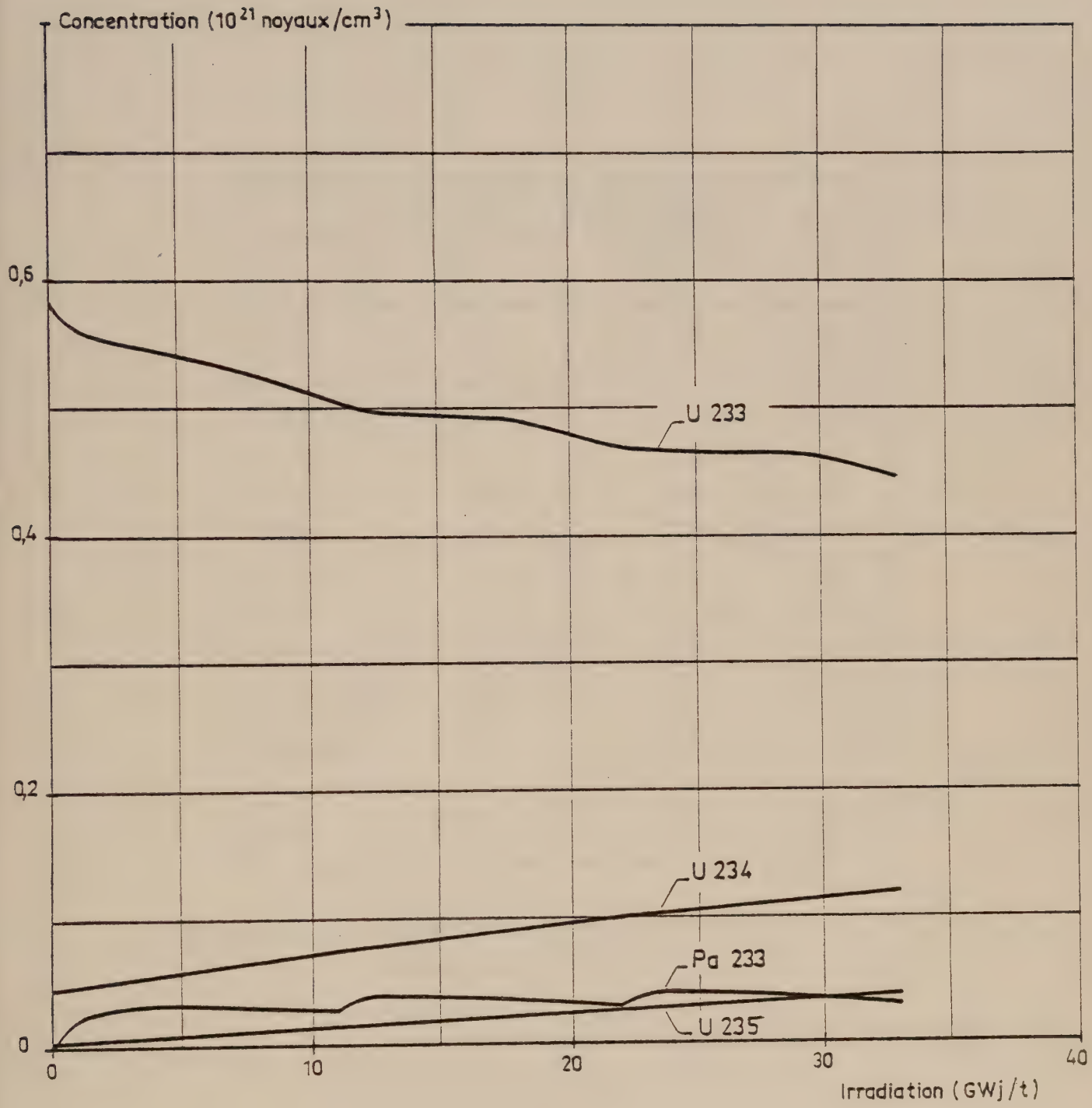


FIGURE II/3.1 - Bugey 2 - SSCR

Evolution des noyaux lourds d'un combustible de teneur en uranium égale à 2,88 %

ISOTOPES	CHARGEMENT 52 assemblages 0 MWj/T Kg	DECHARGEMENT 52 assemblages 33 000 MWj/T Kg	BILAN Kg
Th 232	21 613	20 829	- 784
U 232	-	2,5	+ 2,5
Pu 233	-	30	+ 30
U 233	590	448	- 142
U 234	45	118	+ 73
U 235	6	39	+ 33
U 236	-	5,5	+ 5,5
U fissile + Pu 233	596	517	- 79
U Total	641	643	+ 2
Total	22 254	21 472	- 782

TABLEAU II/3.1 : BUGEY 2 - SSCR équilibre
Assemblage 2,88 %
Bilan matière
(Ces valeurs sont arrondies au Kg sauf pour les petites quantités)

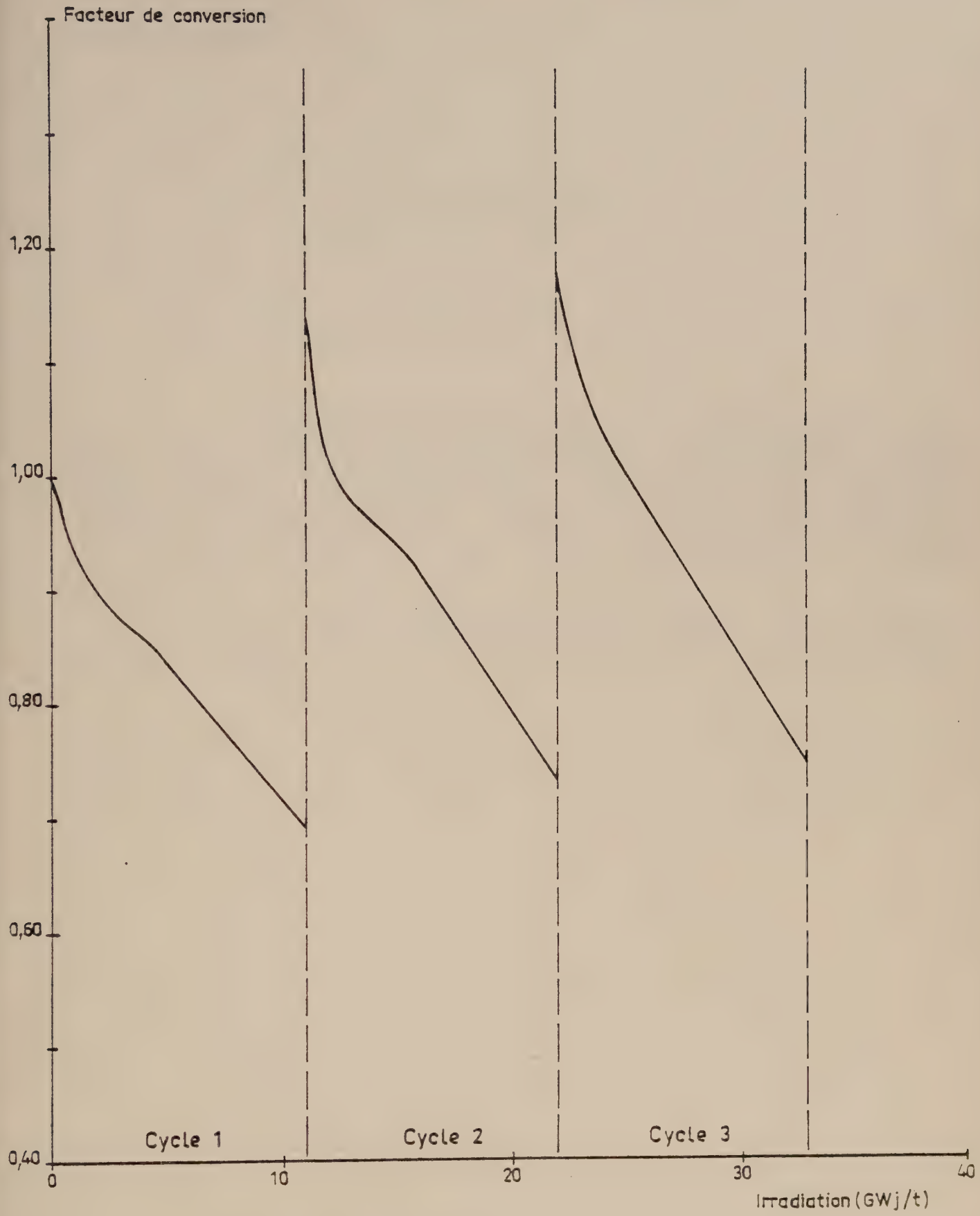


FIGURE II/3.2 - Bugey 2 - SSCR

Evolution du facteur de conversion d'un combustible de teneur en uranium égale à 2,88 %

COMMENTAIRES

Nous avons proposé dans ce paragraphe une approche de l'étude du SSCR. Nous avons étudié les trois premiers cycles à partir d'un coeur neuf et l'assemblage combustible à 2,88%. On a surtout voulu montrer l'intérêt d'un tel cycle vis-à-vis de l'amélioration importante de l'utilisation du combustible. Aucune étude économique n'a été faite mettant en balance le surcoût lié à l'utilisation de mélange eau légère/eau lourde et le gain lié à l'amélioration de l'utilisation de l'uranium.

On peut penser qu'à long terme le SSCR deviendra compétitif lorsque le prix de l'uranium dépassera une certaine valeur qui reste à préciser.

C O N C L U S I O N

Dans ce chapitre nous avons examiné le recyclage de l'U 233 en présence de thorium et nous avons pu constater qu'il était possible de trouver des solutions pour un tel cycle.

Suivant le mode de recyclage, l'utilisation du combustible peut être plus ou moins bonne. Nous avons pu voir dans la première partie que l'utilisation de l'U 233 dans un PWR standard est loin d'être optimum. Dans la deuxième partie nous avons proposé une meilleure solution : le spectrum shift control.

On a examiné quelques grandes lignes de l'étude de ce concept, sans approfondir le problème. Cette approche nous a permis de vérifier que les facteurs de conversion étaient élevés. L'utilisation du combustible s'est largement améliorée.

Le recyclage de l'U 233 en présence de thorium dans un PWR standard apparaît comme une solution transitoire à court terme (recyclage dans les recharges avec éventuellement retour à un équilibre tout UO_2). L'étude complète du SSCR, avec des codes de calcul adaptés, devrait permettre de trouver les solutions optimum conduisant en géométrie non modifiée à la meilleure utilisation de l'U 233.

- CHAPITRE IV -

ETUDE DE QUELQUES STRATEGIES DE PENETRATION DU CYCLE Pu/Th/U 233

AVANT PROPOS

Le recyclage du plutonium en présence de thorium est un moyen pour "ouvrir" la voie du cycle Th 232-U 233. La forte absorption du plutonium dans le domaine thermique comparée à celle de l'uranium 235 est la cause des principales difficultés qu'on a rencontrées lors de l'étude de son recyclage.

Un effort particulier a été entrepris, afin de montrer qu'un tel recyclage était cependant possible (du moins sur le plan purement neutronique), ce qui assurait la production d'U 233 à partir du Th 232.

En revanche l'U 233 a une absorption dans le domaine thermique comparable à celle de l'U 235. Son recyclage avec le thorium ne pose pas de problème de pic de puissance, mais il pose celui du coefficient de température du modérateur. On a pu voir que l'utilisation d'un tel combustible dans un PWR standard est loins d'être optimum (facteur de conversion égal à 0,65 environ). D'autres solutions intéressantes sont envisageables : diminution du rapport de modération, utilisation du spectrum shift control si on ne veut pas modifier la géométrie du réacteur. On a pu vérifier que cette dernière solution conduisait à une meilleur utilisation du combustible et qu'il était donc possible de prendre, dans les hypothèses, des valeurs élevées du facteur de conversion du cycle thorium/uranium 233.

Les besoins de la France en uranium naturel dans l'avenir seront fonction de nombreux facteurs. Citons :

- la puissance nucléaire installée
- la politique adoptée pour réduire la consommation de minerai
- les caractéristiques physiques des réacteurs PWR
- les caractéristiques physiques des réacteurs FBR
- la maturité industrielle des réacteurs FBR.

Nous proposons dans ce chapitre une étude sur les besoins annuels et cumulés en uranium naturel pour différents systèmes. Dans chacun de ces systèmes nous avons évalué année par année les puissances installées pour chaque type de réacteur (PWR, FBR, ...) et les besoins en uranium.

.../...

I - HYPOTHESES SUR LA PENETRATION DES DIFFERENTES FILIERES ETUDIEES

Nous avons considéré les stratégies suivantes numérotées de ① à ⑥ afin d'y faire référence par la suite |La puissance nucléaire installée est prise égale à 5 GWe/an jusqu'en 1989, 4 GWe jusqu'en 2001, 3 GWe jusqu'en 2016 et enfin 2 GWe jusqu'en 2030| :

① le cycle "once-through" dans un parc exclusivement composé de PWR ;

② le recyclage du plutonium en présence d'uranium dans les PWR ;

③ le parc mixte PWR-FBR. Cinq réacteurs FBR sont installés entre 1980 et l'an 2000. A partir de l'an 2000 nous avons envisagé les trois cas suivants :

- . mise en route de un FBR par an
- . mise en route de deux FBR par an
- . mise en route de trois FBR par an

④ le parc mixte PWR-FBR avec une pénétration maximum des FBR ;

⑤ le recyclage du plutonium en présence de thorium puis le recyclage de l'U 233 en présence de thorium dans un parc exclusivement composé de PWR. Le facteur de conversion du cycle thorium/uranium 233 est égal à 0,6 (compte tenu des pertes au retraitement et à la fabrication) ;

⑥ le même cycle que précédement mais avec un facteur de conversion limite égal à 1.

Dans les cas ② à ⑥ nous avons supposé systématiquement que l'uranium était recyclé.

II - HYPOTHESES DE CALCUL

Dans chacun des cas considéré, nous nous sommes fixés les données suivantes :

- chaque type de réacteur à une puissance électrique de 1000 MW ;
- un an de fonctionnement correspond à 258 jepp ;
- le temps de vie d'un PWR ou d'un FBR est pris égal à 21 ans ;
- le temps de séjour hors pile du combustible au plutonium est pris égal à 3 ans pour les PWR, et 2 ans pour les FBR ;
- le temps de séjour hors pile des combustibles à l'U 233 est pris égal à 2 ans ;

.../...

- les pertes de plutonium ou d' U 233 au retraitement sont de 2%. Les pertes à la fabrication de 1% ;

- absence de prise en compte de la décroissance du Pu 241 dans la gestion des stocks de plutonium ;

- la date de début de l'étude est 1980 ;

- les FBR sont du type Super-Phénix 1 (coeur 1207 ; masse critique 4,6 tonnes de Pu 239 équivalent ; GRG : + 0,18) ;

- le lancement des PWR-Th-Pu commencerait en 1990 et celui des PWR-Th-U 233 en l'an 2000, compte tenu des délais de construction d'une usine de retraitement du combustible thorium/uranium 233 ;

- les calculs des masses de plutonium et d'uranium sont réalisés en exprimant les masses en Pu 239 équivalent ou en uranium 233 équivalent.

III - BESOINS ANNUELS ET CUMULES EN URANIUM NATUREL

Dans les figures 1 à 5, on a représenté le nombre de réacteurs installés par an pour les cas (2) à (6). Dans chacun des cas on indique la puissance totale installée.

Pour les stratégies (2), (4), (5) et (6) le nombre de réacteurs au plutonium et à l'U 233 installés, n'est limité que par les stocks disponibles de plutonium et d'U 233.

Dans la figure 6 sont représentés les besoins annuels en minerai dans les hypothèses (3) et (4). Ces courbes délimitent des plages dans lesquelles se trouveraient les consommations réelles dans le cas où on adopterait le système PWR-FBR.

De même, on a représenté dans la figure 7, les besoins annuels en uranium naturel dans les hypothèses (5) et (6).

Enfin on a rassemblé dans les figures 8 et 9, respectivement les consommations annuelles et cumulées en uranium naturel de tous les systèmes envisagés (cas (1) à (6)).

.../...

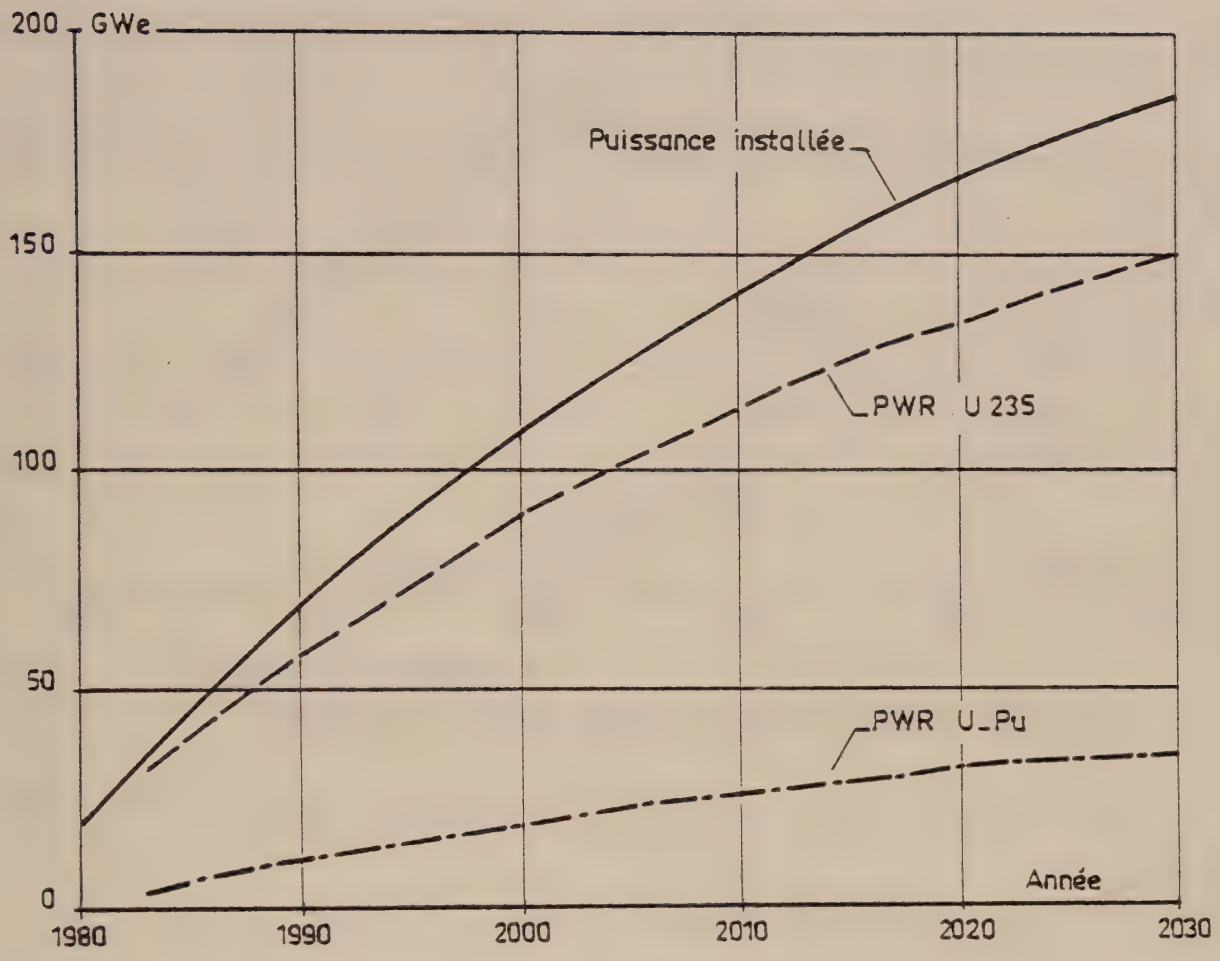


FIGURE 1 - Stratégie 2

Puissance installée, nombre de PWR recyclant le plutonium par année

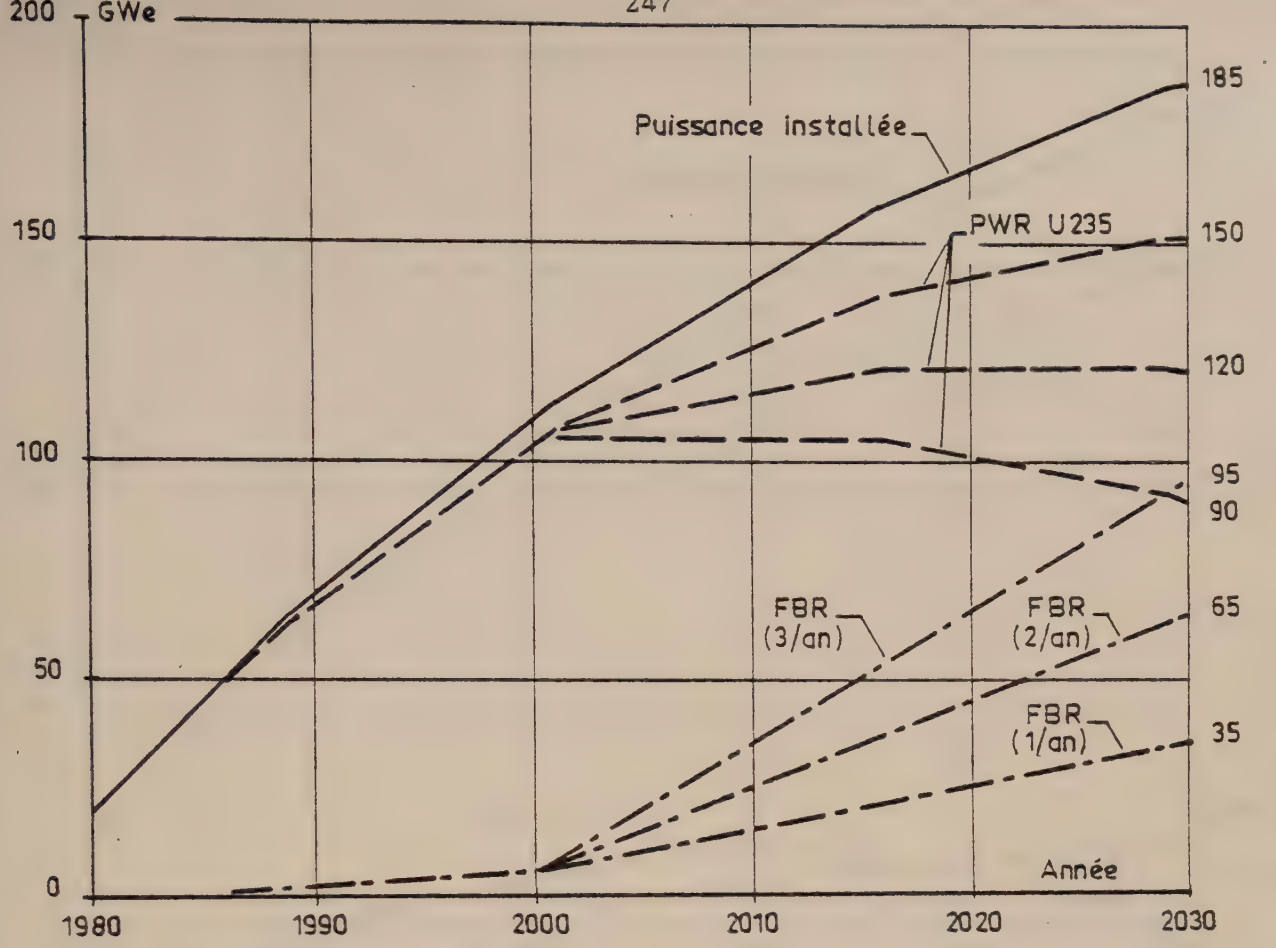


FIGURE 2 - Stratégie 3

Puissance installée, nombre de FBR installée par année

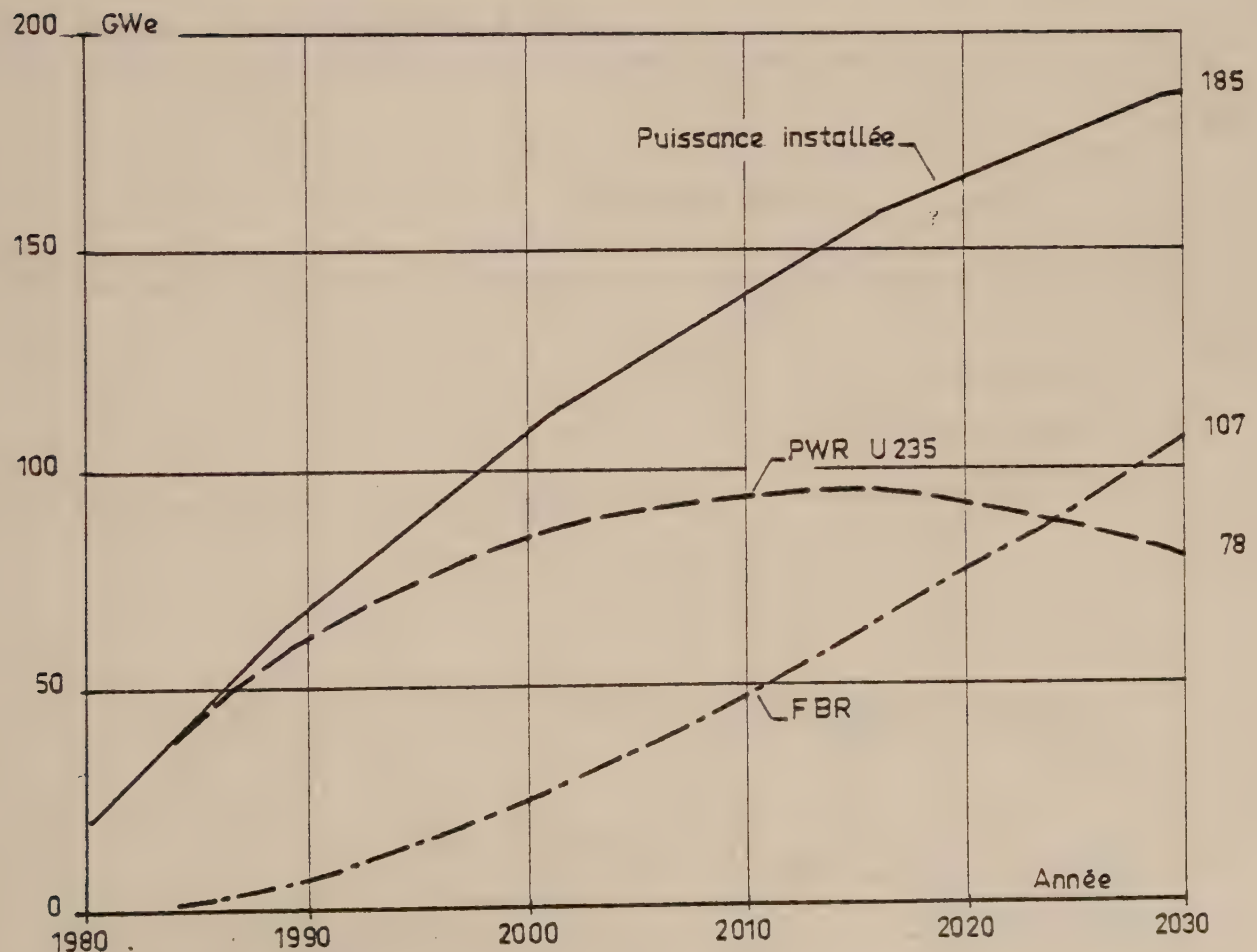


FIGURE 3 - Stratégie 4

Puissance installée, nombre de FBR par année - Pénétration maximum

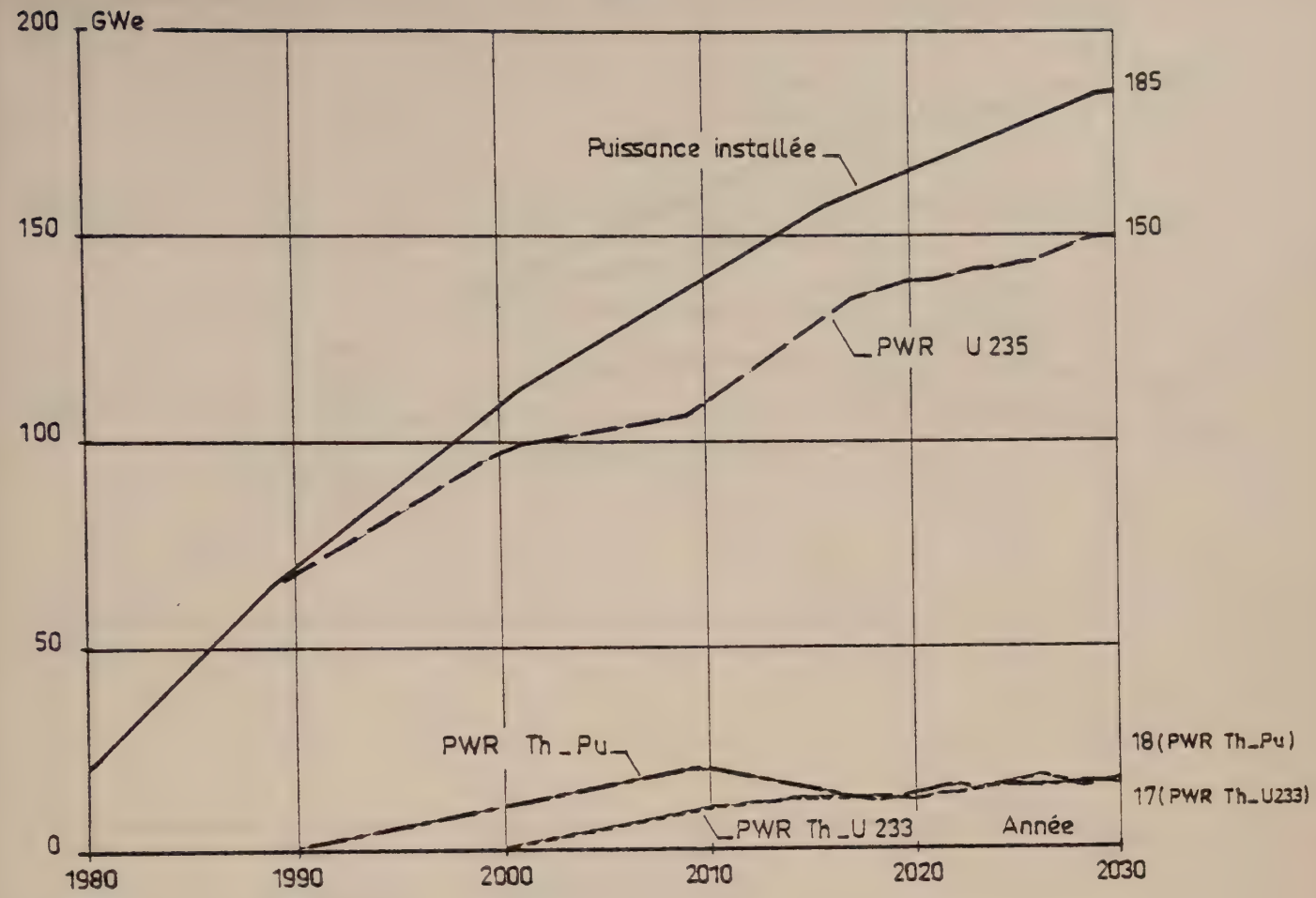


FIGURE 4 _ Stratégie 5

Puissance installée, nombre de PWR_Th_Pu et de PWR Th_U 233 par année

Facteur de conversion égal à 0,60

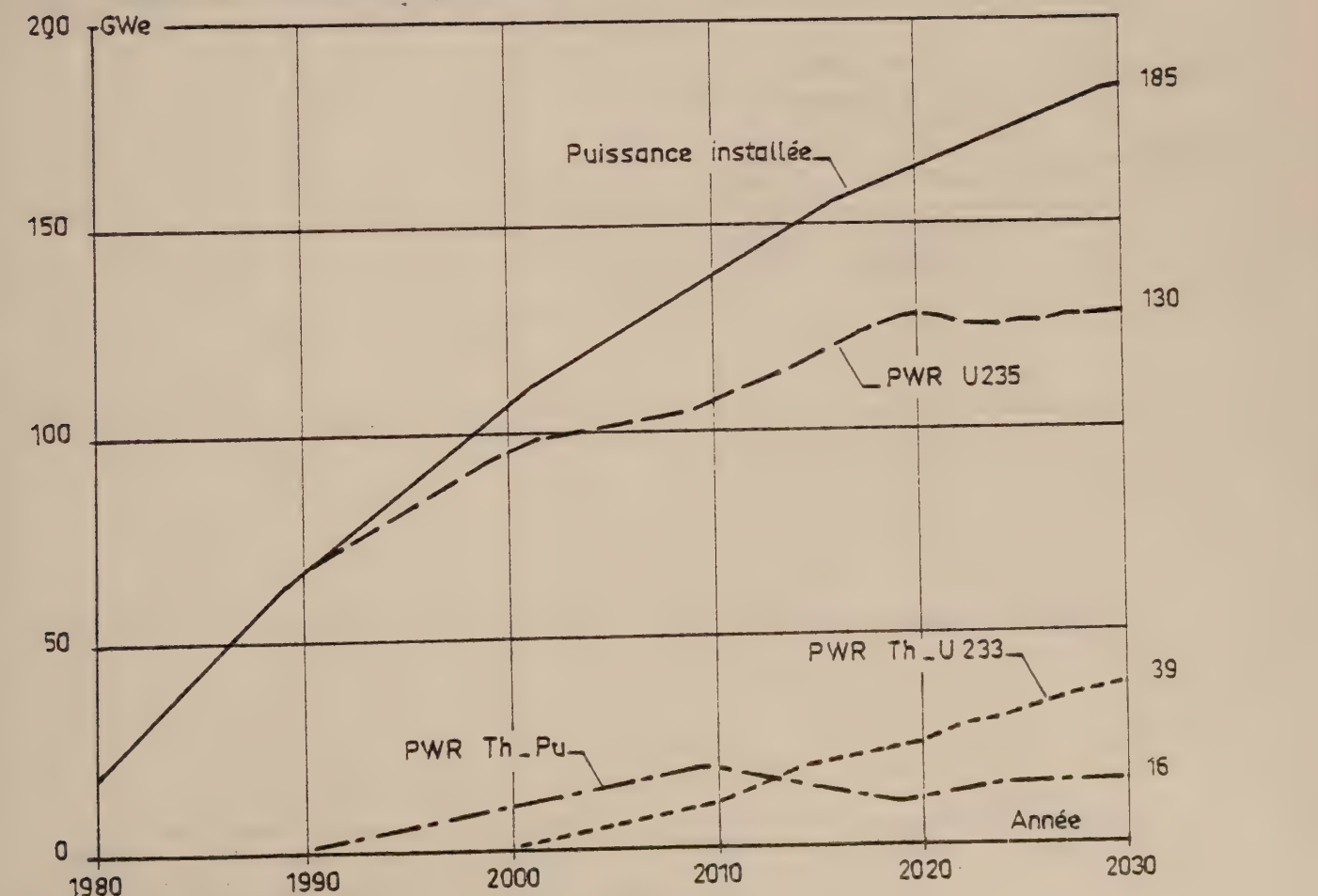


FIGURE 5 _ Stratégie 6

Puissance installée, nombre de PWR Th_Pu et de PWR Th_U 233 par année

Facteur de conversion égal à 1

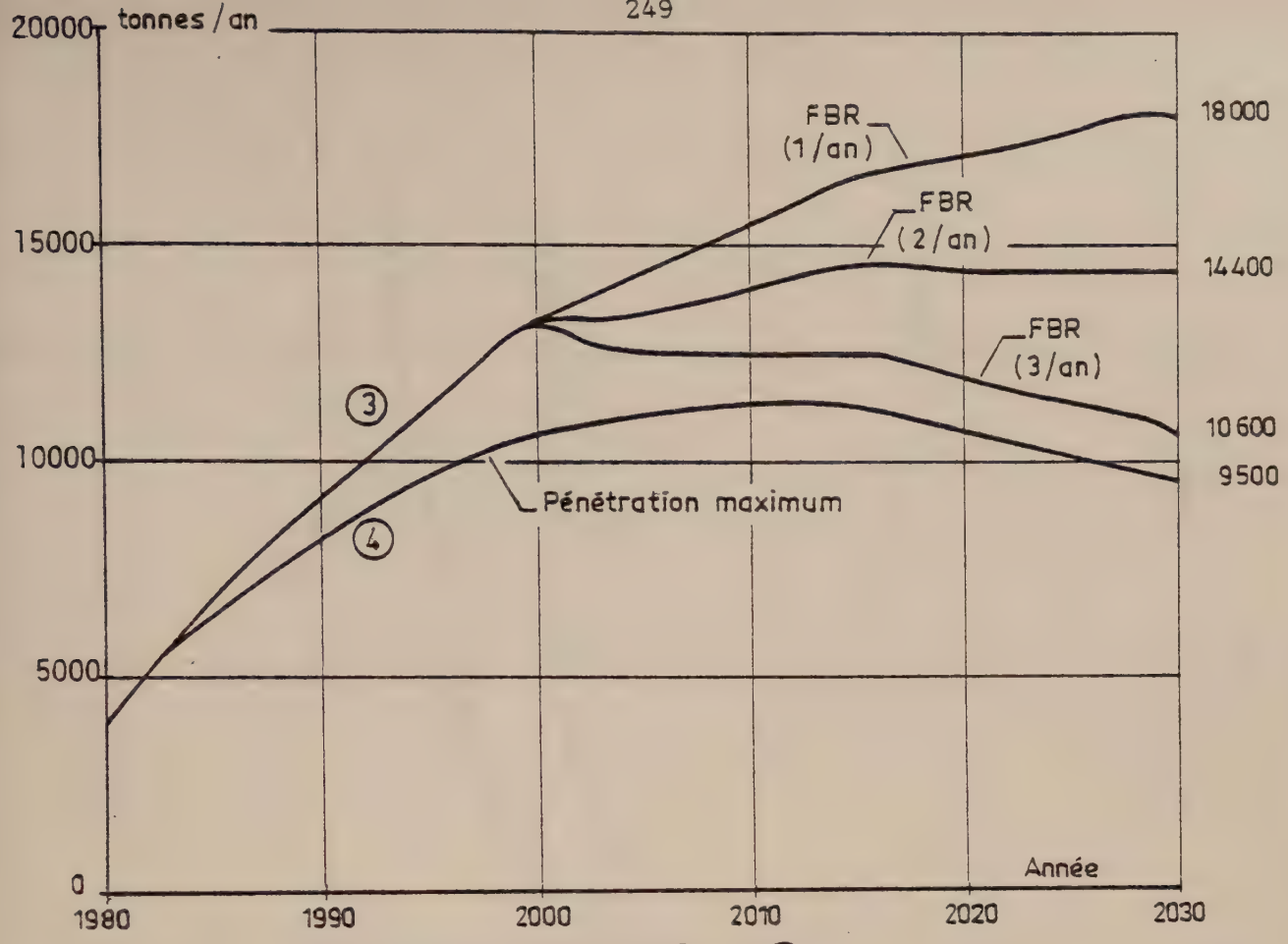


FIGURE 6 - Stratégies ③ et ④

Besoins annuels en uranium naturel

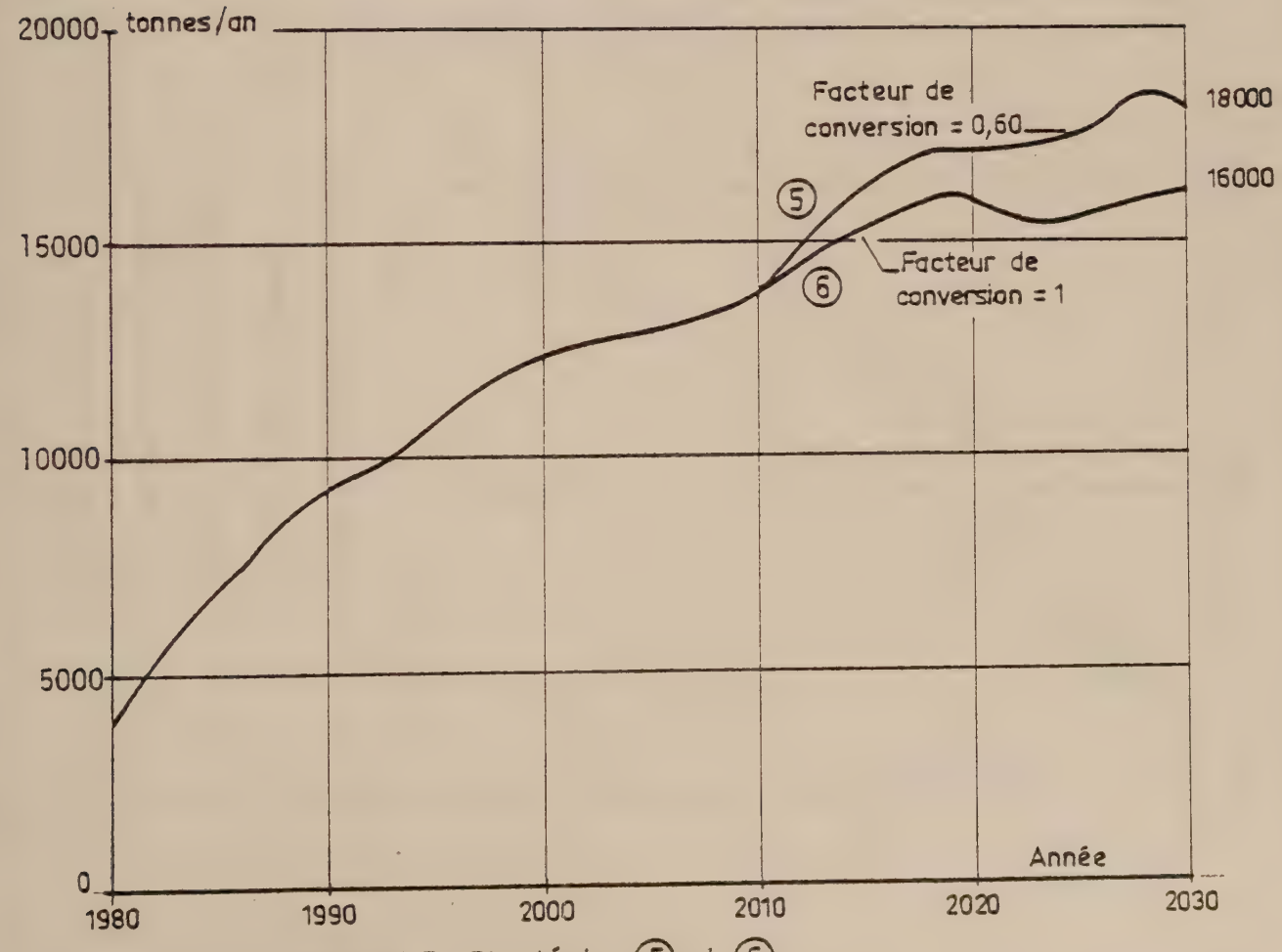


FIGURE 7 - Stratégies ⑤ et ⑥

Besoins annuels en uranium naturel

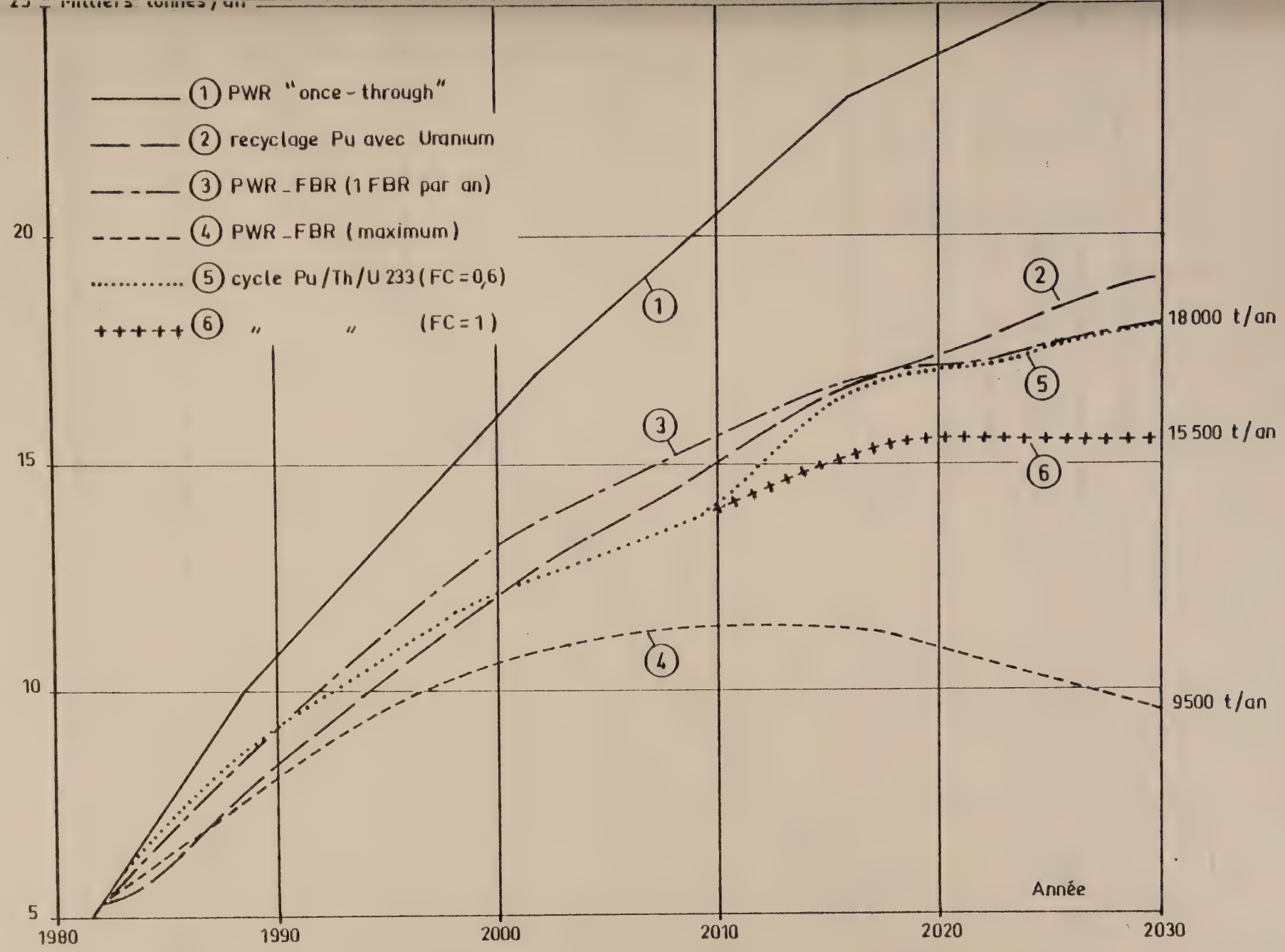


FIGURE 8 _ Besoins annuels en uranium naturel pour chacune des stratégies (ces courbes sont lissées)

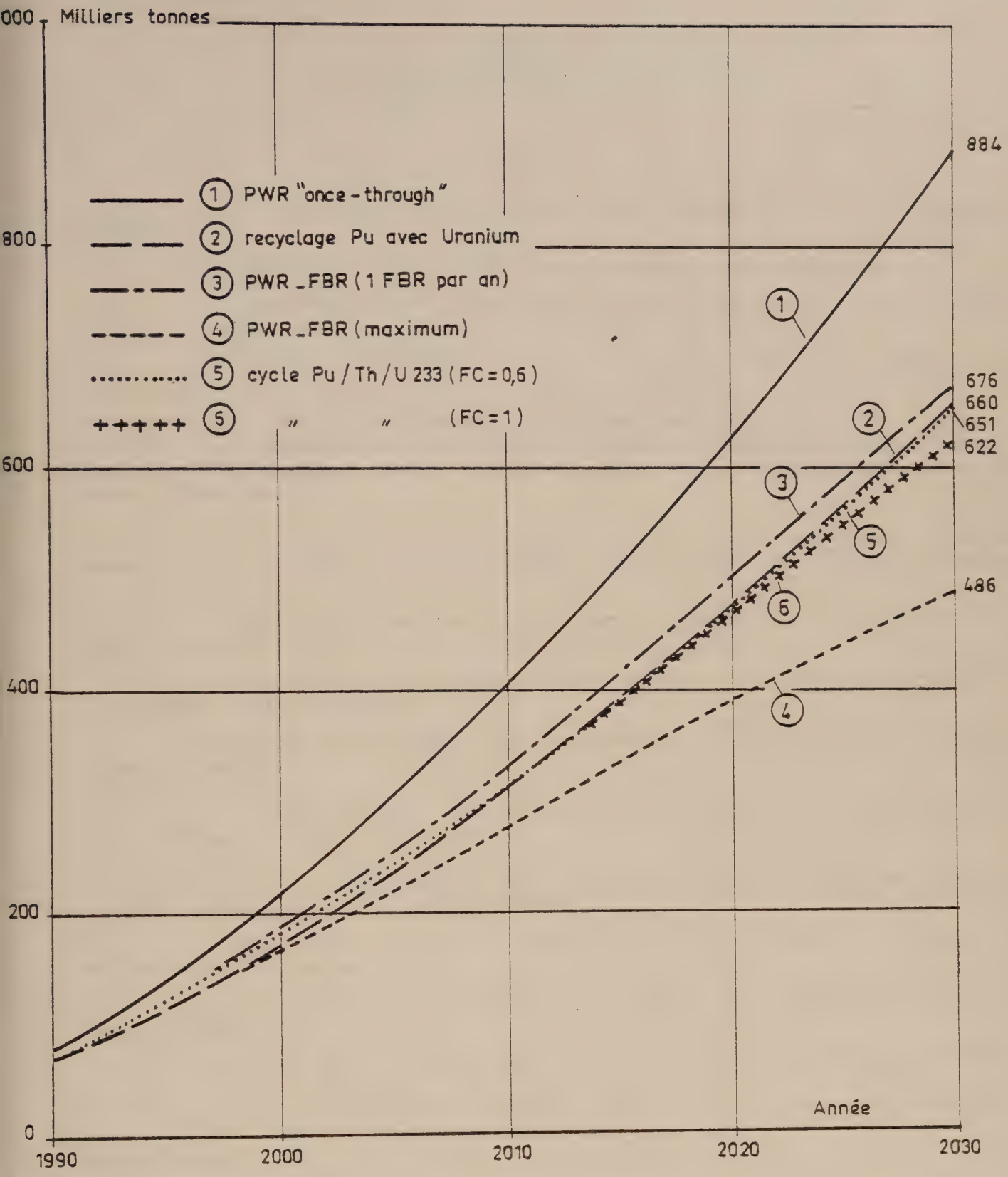


FIGURE 9 _ Besoins cumulés en uranium naturel pour chacune des stratégies

C O N C L U S I O N

On peut tout d'abord noter que dans les trois systèmes suivants :

- recyclage du plutonium avec l'uranium dans les PWR ;
- système mixte PWR-FBR avec une installation de un FBR par an à partir de l'an 2000 ;
- cycle plutonium/thorium/uranium 233 avec un facteur de conversion égal à 0,60 ;

le nombre de PWR conventionnels en 2030 est identique : 150 (cf. figures 1, 3 et 5). La consommation annuelle en minerai en 2030 est respectivement égale à 19000 tonnes dans le premier cas et à 18000 tonnes dans les deux autres cas.

D'autre part on peut noter que suivant les systèmes adoptés, les économies en besoin annuel de minerai en 2020 sont égales à :

- 28% pour le recyclage du plutonium dans les PWR (un seul recyclage) ;
- entre 29% et 35% pour le cycle plutonium/thorium/uranium 233 (hypothèse basse et haute) ;
- entre 29% et 54% pour le système mixte PWR-FBR (hypothèse basse et haute).

En 2030, ces économies sont respectivement de 28%, entre 32% et 41%, entre 32% et 64%.

Les économies sur la consommation cumulée en minerai en 2030 sont pour chacun des systèmes :

- de 224 milliers de tonnes pour le recyclage du plutonium en présence d'uranium ;
- entre 233 et 262 milliers de tonnes pour le cycle plutonium/thorium/uranium 233 ;
- entre 208 et 398 milliers de tonnes pour la stratégie PWR-FBR.

On pourra comparer ces chiffres avec les réserves en uranium sur le territoire national qui sont d'environ 100000 à 150000 tonnes.

On peut constater que les stratégies (2), (3), (5) et (6) aménent à des résultats semblables : une économie importante est obtenue par rapport au parc PWR "once-through" exclusivement composé de PWR.

.../...

Le cycle plutonium/thorium/uranium 233 n'est pas beaucoup plus intéressant que le recyclage du plutonium en présence d'uranium ou d'une pénétration relativement moyenne des FBR (néanmoins on peut constater que l'implantation limite des FBR, n'apporte pas non plus de solutions vraiment satisfaisantes).

Dans le cas d'une pénétration maximum des FBR, nous obtenons un deuxième "saut" dans la consommation en minerai (le premier "saut" qui est dû aux autres stratégies, abaisse la consommation cumulée d'uranium naturel en 2030 de 884 milliers de tonnes à 650 milliers de tonnes environ).

Nous ne pouvons pas obtenir, en utilisant le cycle thorium, ce deuxième "saut" dans l'économie en minerai. En effet, cette stratégie n'est pas constituée de deux filières dont la deuxième s'auto-entretien en combustible (cas du système mixte PWR-FBR). Au contraire cette stratégie est constitué d'un système de 3 réacteurs (PWR-U 235, PWR-Th-Pu, PWR-Th-U 233), dont la première génération de réacteurs alimentent en combustible la deuxième qui elle-même alimente en partie la troisième.

La puissance nucléaire installée étant limitée, plus le nombre de réacteurs de deuxième et troisième génération est grand, plus le nombre de réacteurs de la première génération sera faible et par conséquent la production en plutonium réduite. Cette baisse de production se répercute quelques années après et des problèmes d'alimentation en combustible, des réacteurs de deuxième et troisième génération subviendront (d'où une baisse obligatoire du nombre de ces réacteurs).

Cette stratégie permet seulement d'installer un certain nombre de réacteurs ne fonctionnant pas à l'uranium et de stabiliser le nombre de réacteurs consommant de l'uranium. Elle ne permet pas de le réduire.

En utilisant exclusivement le système mixte PWR-FBR, les consommations cumulées en minerai en 2030 des stratégies (2), (3) et (6), seraient équivalentes à celles que l'on avait en installant cinq FBR entre 1980 et l'an 2000 puis respectivement :

- 1,25 FBR/an
- 1,39 FBR/an
- 1,84 FBR/an.

Le nombre de réacteurs FBR en 2030 est alors égal respectivement dans chacun des cas à : 43, 47 et 60.

Enfin on peut signaler que le plutonium issu du cycle thorium/plutonium (plutonium de deuxième génération), n'est pas réutilisé. Des stocks de celui-ci, de plus en plus importants, se constituent. Les quantités de ce plutonium qui pourraient être recyclées dans les FBR, représenteront 100 tonnes en 2010 et près de 350 tonnes en 2030 (ces chiffres sont exprimés en Pu 239 équivalent au sens des FBR).

CONCLUSION GENERALE

Comment amorcer un cycle Th 232-U 233 dans les réacteurs à eau, comment se comportent ces réacteurs en présence d'un tel combustible et qu'apporte ce cycle par rapport aux stratégies "classiques" ? Telles étaient schématiquement les trois questions posées et auxquelles nous avons essayé de répondre dans cette thèse.

Une contrainte nous était d'autre part imposée, contrainte qu'il fallait absolument garder en permanence à l'esprit : il fallait rester "réaliste", concret, ne pas faire d'hypothèses spéculatives, d'impasses sur la faisabilité, et ceci dans toutes les stratégies considérées.

Ceci nous a conduit en particulier à considérer les PWR avec les caractéristiques actuelles (référence Bugey 2), une implantation de combustible Th 232-Pu en vue de produire l'U 233 dans des réacteurs strictement non modifiés et en ne commençant cette implantation qu'en 1990. De la même façon le cycle Th 232-U 233 dans les réacteurs à eau n'a été lancé qu'à partir de l'an 2000, et là encore les solutions les plus "futuristes" proposées ne consistent uniquement qu'à changer essentiellement l'eau légère en un mélange eau légère-eau lourde. Quant aux comparaisons avec les réacteurs rapides, nous avons pris pour ceux-ci les caractéristiques de SPX1.

La première question était : comment amorcer le cycle Th 232-U 233 ? Nous avons éliminé tout d'abord, les solutions qué nous savions séduisantes, mais irréalistes en France et qui consistent à obtenir de l'U 233 à partir du Th 232 et de l'uranium très enrichi en isotope 235. Nous nous sommes orientés uniquement vers la solution qui consiste à partir d'un mélange Th 232-Pu, le plutonium étant celui qui sort à 33 GWj/t des PWR actuels. Ce plutonium sera disponible en grande quantité vers les années 1990 et d'autre part ce type de recyclage du plutonium en présence de thorium était la suite logique des importantes études sur le recyclage de plutonium démarrées il y a six ans par le CEA et EDF dans le cadre d'un programme établi par la Commission des Communautés Européennes. Il n'a pas été très facile de trouver des configurations donnant toute satisfaction et nous avons dû nous écarter quelque peu des sentiers battus. La solution que nous préconisons consiste à démarrer dès le premier coeur le réacteur en cycle Th 232-Pu et à abandonner au cours des cycles suivants les plans de chargement en damier au profit de plans de rechargement en couronnes. Deux points très positifs sont apparus: les poisons consommables ne sont plus nécessaires et la décomposition de l'assemblage en plusieurs zones à teneur en plutonium différente inutile. Deux autres caractéristiques sont plutôt défavorables : les réacteurs nécessitent beaucoup de plutonium et ne restituent qu'un plutonium qui n'est plus guère valable que pour les réacteurs rapides. D'autre part le facteur de conversion est relativement faible : nous l'avons gardé tel qu'il était car nous avons pensé que son amélioration passerait par des modifications trop profondes des caractéristiques du coeur. Néanmoins cette première partie de l'étude a permis de montrer qu'il existait au moins un type de solution au cycle Th-Pu respectant les contraintes sur le pic de puissance, les coefficients de température, etc...

.../...

Comment se comporte le combustible Th 232-U 233 dans un réacteur PWR type Bugey 2 ? Telle était la seconde question.

Nous avons montré cette fois que le point épineux n'était plus le pic de puissance mais le coefficient de température du modérateur. Diverses solutions étaient possibles pour résoudre le problème : nous avons délibérément choisi celle qui conduisait à un coefficient de température acceptable tout en améliorant le facteur de conversion, c'est-à-dire le fonctionnement en spectrum shift control du réacteur (controle de la réactivité en jouant sur la modération). Nous avons conservé toutes les caractéristiques mécaniques et thermo-hydrauliques du coeur, seule l'eau ordinaire est remplacée par un mélange eau légère-eau lourde. Dans les stratégies étudiées nous avons d'autre part supposé que les réacteurs à cycle Th 232-U 233 ne pourraient être mis en service qu'à partir de l'an 2000 essentiellement à cause des problèmes qu'il faudrait résoudre pour le cycle hors-pile.

Ayant montré la faisabilité des cycles Th 232-Pu et Th 232-U 233 il restait à comparer au niveau des consommations en uranium cette stratégie à d'autres stratégies. Ceci fournit donc des éléments de réponse à la troisième question.

Nous avons tout d'abord retrouvé ce que tout le monde sait :

- le cycle once-through ne peut être maintenu longtemps car il épuiserait rapidement nos réserves ;

- les réacteurs rapides améliorent la situation mais on voit bien que développer (même à pénétration maximum) des réacteurs rapides ayant des caractéristiques de type SPX1 est purement illusoire et ne résoud pas le problème de l'indépendance énergétique. Les réacteurs rapides devraient être lancés le plus vite possible avec de hautes performances neutroniques (coeurs hétérogènes, combustible carbure ou métal) ;

- le recyclage de l'uranium et du plutonium dans un parc exclusivement composé de PWR est une nette amélioration par rapport au cycle once-through. Ce système peut être de plus mis en place très rapidement et pourrait être considéré comme un stockage intermédiaire du plutonium avant son utilisation dans les réacteurs rapides.

Qu'avons nous trouvé de "nouveau" ?

- Tout d'abord que le cycle Th 232/Pu/U 233 apporte dès l'an 2000 une amélioration par rapport au recyclage du plutonium dans l'optique d'un parc exclusivement composé de PWR. Ce gain est de l'ordre de 1000 t/an en 2010 et pourrait atteindre 3000 t/an en 2030 (soit entre 6% et 18% de la consommation d'uranium). La consommation en thorium en 2030 est de l'ordre de 900 t/an.

- Qu'il revient au même du point de vue de la consommation d'uranium d'implanter de manière timorée (50 FBR en 2030) des réacteurs rapides à caractéristiques médiocres (SPX1) ou de rester dans une filière purement PWR (U/Pu/Th/U 233). Dans le premier cas on utilise pas tout le plutonium disponible produit par les PWR alors que dans le second on utilise quasiment tout.

.../...

Le cycle thorium dans les réacteurs à eau ne permettra jamais de résoudre le problème de l'indépendance énergétique ; seuls les FBR à hautes caractéristiques et installés en grand nombre le peuvent. Mais dans l'hypothèse où on envisage un développement lent des FBR, la filière Th/Pu/U 233 est certainement concurrente : les PWR seront très bien connus et leur coût d'investissement plus faible que celui des breeders. (Signalons par ailleurs, que dans le cas de l'implantation de la filière Th/Pu/U 233, 350 tonnes de plutonium 239 équivalent provenant des réacteurs Th/Pu, restent disponibles en 2030).

B I B L I O G R A P H I E

INTRODUCTION

[1] Uranium : Ressources, Productionset Demandes.
Rapport établi conjointement par l'Agence pour l'Energie Nucléaire de l'Organisation de Coopération et de Développement Economique et l'Agence International de l'Energie Atomique. Décembre 1979.

CHAPITRE II

[1] Interim Assessment of the Denatured ^{233}U Fuel Cycle : Feasibility and Non Prolifération characteristics.
ORNL - 5388/R1, Distribution Category UC-80 - Décembre 1979.

[2] P. JACQUARD, E. BERTEL, and J.P. LANGLOIS
Le cycle du combustible nucléaire : situation actuelle et perspectives.
Revue Générale Nucléaire, 2, 99 - 1978.

[3] Commission des Communautées Européennes
Programme de recherche et de développement concernant le recyclage du plutonium dans les centrales à eau légère.
EUR 5780 - 1977.

[4] A. HOFFMANN et alter
APOLLO, code multigroupe de résolution de l'équation du transport pour les neutrons thermiques et rapides.
Rapport SERMA "T" 1193.

[5] G. CHEVREAU et alter
Tranches PWR - Distribution de puissance du coeur.
Notice d'utilisation du code JANUS 2.
Note EDF E-SE/TB 78-78A.

[6] E. MIGNOT
Notice d'utilisation du code OEDIPE
Note EDF E-SE/TB 78-69.

[7] Neutron Cross Sections
BNL 325, Third edition - 1973.

[8] P.R. KASTEN
The Role of Thorium in Power Reactor Development.
Atomic Energy Review, 8, 3 - 1970.

[9] R.G. KEEPIN
Physics of Nuclear Kinetics
Adolison, Wesley Publishing C° - 1965.

[10] K. PARKER
The Aldermaston Nuclear Data Library as at May 1963.
AWRE Report - 0 - 70 - 63.

[11] D. GRENECHE
Physique des réacteurs à haute température : évaluation des sections efficaces résonantes du thorium 232. Interprétation d'expériences critiques américaines.
Thèse ORSAY - Novembre 1973.

[12] D. GRENECHE
Ajustement des sections de capture du thorium à haute énergie pour APOLLO. Comparaison avec la bibliothèque du code américain MICROX.
N.T. SEN/LNP/75-01 - 23 Mai 1975.

[13] D. GRENECHE
Ajustement des sections efficaces de l'uranium 233 dans le code APOLLO pour le calcul des réacteurs à sels fondus. Comparaison avec la bibliothèque du code MICROX.
N.T. EMT/76/89 - Avril 1978.

[14] A. DERRIEN
Résonance Parameters of Fertile Nuclei and ^{239}Pu.
NEANDC |E|, 163-U, 73 - 1975.

[15] G. de SAUSSURE - R.L. MACKLIN
Evaluation of the Th 232 Neutron Capture Cross Sections above 3 keV.
Rapport ORNL/TM, 6161 - 1977.

[16] S.F. MUGHABGHAB, C.I. GARBER
Neutron Cross Section.
BNL 325, 3ème édition, volume I - Juin 1973.

[17] R. CHAWLA .
Annals of Nuclear Energy, 4, 135 - 1977.

[18] M.J. KENNY, R.E. CHRIEN, M.L. STELTS
Rapport DOE-NDC - 12/U, 23 - 1978.

[19] H. TELLIER, J. VANUXEENS
Interprétation d'expériences critiques ou exponentielles à thorium 232 et/ou uranium 233.
Rapport SERMA/SPM n° 379 "T"

[20] Evaluated Nuclear Data File, version III.
National Neutron Cross Section Center, Brookhaven - Etats-Unis.

[21] Evaluated Nuclear Data File, Version IV.

[22] H.D. LEMMEL
Nuclear Cross Section and Technology
Washington - 1, 286 - Mars 1975.

.../...

[23] N.R. STEEN
Revision of the Thermal Parameters of ^{233}U.
Rapport WAPD, TM 691 - 1969 et WAPD, TM 1052 - 1972.

[24] United kingdom Nuclear Data Library - 1973.

[25] Evaluated Nuclear Data Library of Lawrence
LIVERMORE
Laboratory Bibliothèque ENDL

[26] Compte rendu de réunion CEA/EDF du 5 Février 1980.
Note CEA - DRE/SEN/CR.R 103.

[27] Handbook of Chemistry and Physics, 55th edition, the chemical Rubber C° - 1974-1975.

[28] J. BERGERON et alter
Etude du contrôle et de la sûreté du recyclage du plutonium dans un réacteur à eau pressurisée type Bugey.
Rapport final - CEA : Rapport SERMA T-405
EDF : HT-11/51/79.

[29] B. MICAUX
Description et principes de fonctionnement des réacteurs à eau légère.
INSTN.

[30] J.M. FABRE et alter
Notice d'utilisation du code FAXYMILLIER 2.
Note technique E-SE/TB, 79, 06.

[31] G. BELTRANDA
Etude des couvertures et réflecteurs des réacteurs de la filière à neutrons rapides.
Thèse - GRENOBLE - 1974.

CHAPITRE III

[1] Evaluation of Spectral Shift Controlled Reactors Operating on the Uranium Fuel Cycle.
Electric Power Research Institute, Np-1156, Project 178-1, Final Report - Août 1979.

- ANNEXES -

A N N E X E I

RECYCLAGE DU PLUTONIUM EN PRESENCE DE THORIUM DANS LES PREMIERES CHARGES - CALCULS JANUS ET FAXYMILLIER

Lors de l'étude du recyclage du plutonium en présence de thorium, nous avions commencé les calculs de coeur en utilisant les codes JANUS et FAXYMILLIER. Ces calculs étaient effectués en quart de coeur. Par la suite nous avons repris tous les calculs de cycles en utilisant le code OEDIPE en huitième de coeur (ce code, rappelons-le, utilise comme principal module BILAN). Les résultats de ces derniers calculs sont présentés dans le paragraphe III du chapitre II.

Dans cette annexe, nous présentons les résultats des premiers calculs (JANUS et FAXYMILLIER en quart de coeur). La reprise de tous ces calculs nous a permis de les vérifier.

Le plan de chargement du premier coeur est identique, les plans de chargement des autres cycles sont différents de ceux présentés dans l'étude du chapitre II au paragraphe III. Ces plans de rechargement ne sont pas symétriques (en huitième de coeur), mis à part le premier cycle.

Les principales différences entre les deux études sont les suivantes :

- une légère différence de l'efficacité différentielle du bore (plus importante ici), il en résulte que la concentration en bore critique est plus petite ;
- les longueurs de campagne sont légèrement plus longues ;
- la valeur du facteur de point chaud en début de cycle le Xénon n'étant pas saturé, est en bon accord par rapport au calcul précédement cité pour les deux premiers cycles. Pour le cycle à l'équilibre il est égal à 1,39 (au lieu de 1,41).

En revanche lorsque le Xénon est saturé, le facteur de point chaud est plus important dans l'étude présentée dans cette annexe.

Nous avons estimé que les résultats présentés dans le paragraphe III du chapitre II, étaient plus satisfaisants que ceux-ci. Le coeur est symétrique en huitième de coeur et le facteur de point chaud est inférieur lorsque le Xénon est saturé.

	H	G	F	E	D	C	B	A
8	1,154	1,163	1,192	1,210	1,264	1,091	0,941	0,578
9	1,164	1,172	1,197	1,291 1,422	1,169	1,137	0,976	0,467
10	1,193	1,199	1,208	1,271	1,125	1,045	0,762	
11	1,213	1,293 1,422	1,273	1,134	1,090	0,955	0,497	
12	1,265	1,172	1,127	1,091	0,865	0,566		
13	1,095	1,140	1,045	0,957	0,566			
14	0,944	0,980	0,765	0,498				
15	0,580	0,469						

XXX	Puissance relative assemblage
YYY	Facteur de point chaud

F I G U R E A-I-1

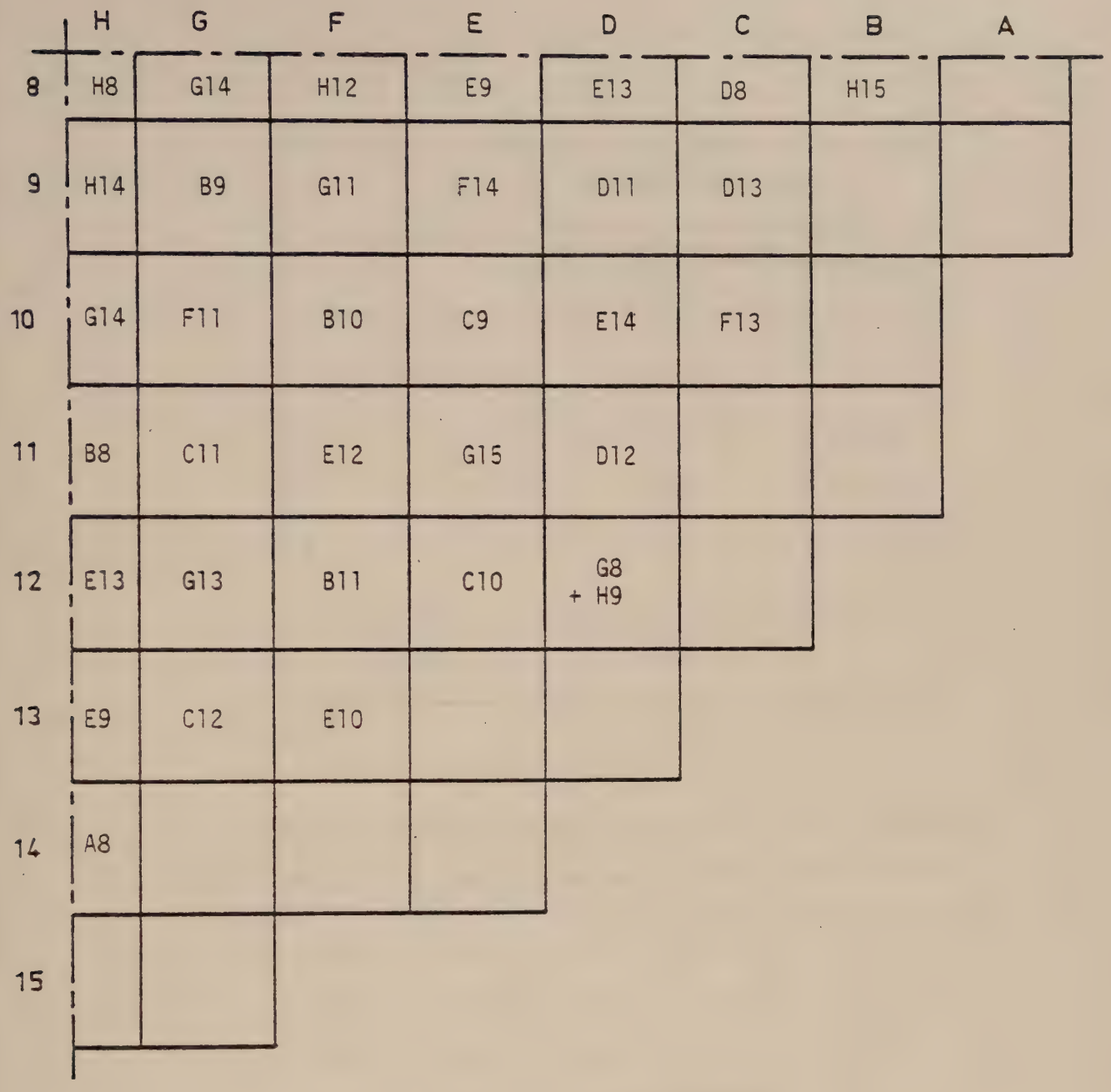
Coeur ThO_2-PuO_2 - Cycle 1 - BOL

Distribution de puissance

REGION	IRRADIATIONS (MWj/T)	
	MOYENNES AU COURS DU CYCLE	CUMULEES
1	11 692	11 692
2	11 810	11 810
3	7 965	7 965
COEUR	10 500	

IRRADIATION (MWj/T)	C_B (ppm)	EFFICACITE (pcm/ppm)	Fxy	Localisation
0 Xe nul	2 900	- 3,77	1,42	E9
1 000	1 910	- 3,84	1,34	D8
6 000	770	- 4,23	1,30	D8
10 500	62	- 4,61	1,30	B9

TABLEAU A-I-1 : Coeur ThO_2-PuO_2 - Cycle 1 - Irradiations moyennes par région - Concentration et efficacité du bore critique - Pic de puissance - (Calculs JANUS-FAXYMILLIER en quart de coeur)



F I G U R E A-I-2

Coeur ThO_2-$Pu\ O_2$ - Cycle 2
Plan de chargement

REGION	IRRADIATIONS (MWj/T)	
	MOYENNES AU COURS DU CYCLE	CUMULEES
1 (ass. central)	8 407	19 715
2	9 390	21 200
3	11 205	19 170
4	7 413	7 413
COEUR	9 250	

IRRADIATION (MWj/T)	C_B (ppm)	EFFICACITE (pcm/ppm)	Fxy	Localisation
0 Xe nul	2 015	- 3,55	1,45	G14
1 000	1 354	- 3,60	1,39	G14
6 000	518	- 3,91	1,34	E11
9 250	60	- 4,15	1,31	E11

TABLEAU A-I-2 : Coeur ThO_2-PuO_2 - Cycle 2 - Irradiations moyennes par région - Concentration et efficacité du bore critique - Pic de puissance - (Calculs JANUS-FAXYMILLIER en quart de coeur)

	H	G	F	E	D	C	B	A
8	0,860	1,080	0,928	0,956	1,183	1,052	1,180	0,771
9	0,960	1,102	0,951	1,162	1,017	1,246	1,161 1,438	0,628
10	1,140	0,978	1,181	1,021	1,227	0,982	0,898	
11	1,030	1,188	1,033	1,226	0,996	1,047	0,594	
12	1,220	1,045	1,233	0,978	0,977	0,654		
13	1,070	1,260	0,982	1,040	0,650			
14	1,190	1,170 1,450	0,901	0,592				
15	0,780	0,633						

XXX	Puissance relative assemblage
YYY	Facteur de point chaud

F I G U R E A-I-3

Coeur ThO_2-PuO_2 - Cycle 2 - BOL
Distribution de puissance

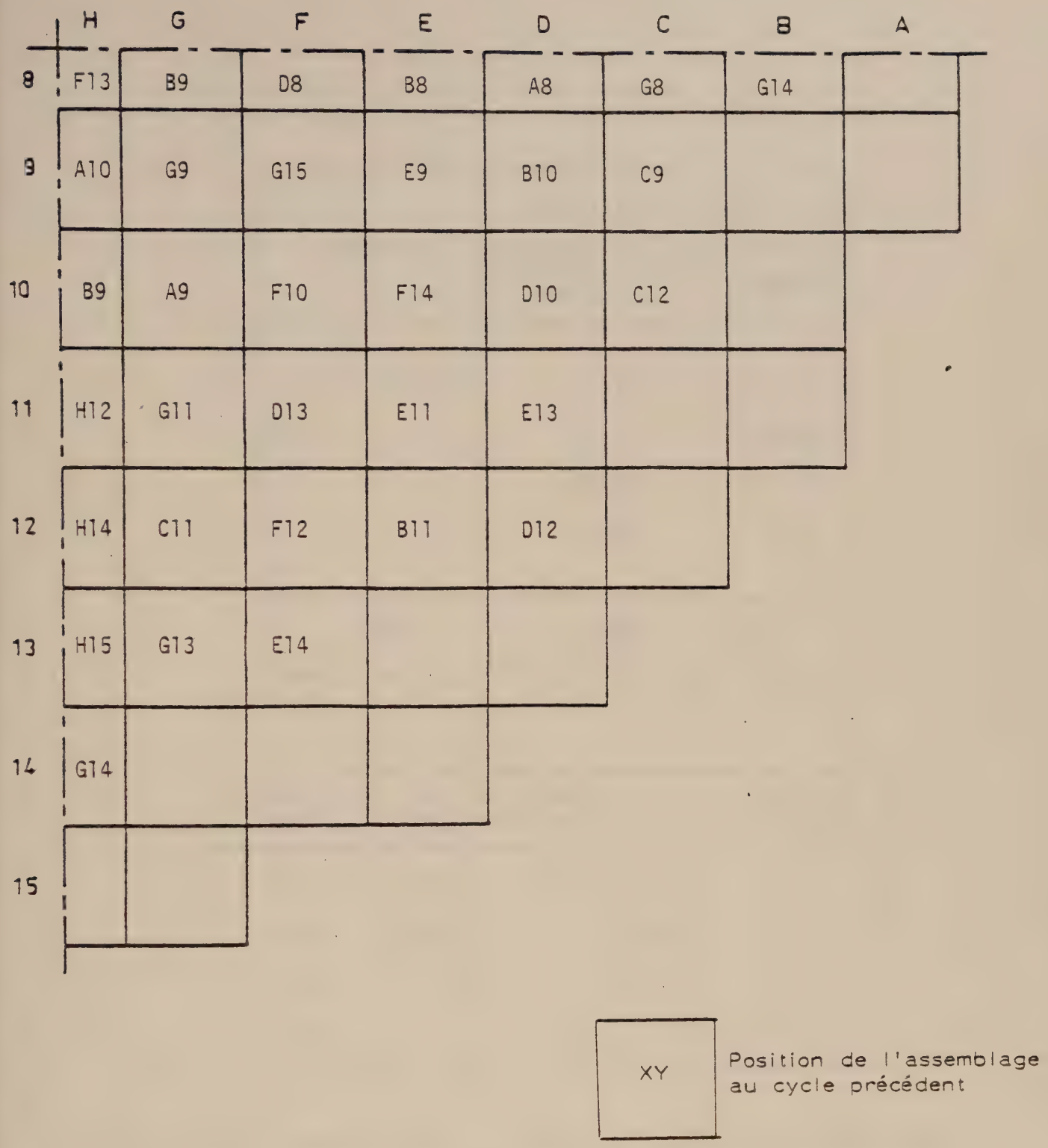


FIGURE A-I-4

Coeur ThO_2-PuO_2 - Cycle 3

Plan de chargement

REGION	IRRADIATIONS (MWj/T)	
	MOYENNES AU COURS DU CYCLE	CUMULEES
2 (ass. central)	9 272	29 810
3	10 030	29 200
4	15 258	22 671
5	8 500	8 500
COEUR	11 250	

IRRADIATION (MWj/T)	C_B (ppm)	EFFICACITE (pcm/ppm)	Fxy	Localisation
0 Xe nul	2 360	- 3,21	1,37	F11
1 000	1 690	- 3,24	1,36	F11
6 000	818	- 3,49	1,35	F11
11 250	58	- 3,81	1,30	F11

TABLEAU A-I-3 : Coeur ThO_2-PuO_2 - Cycle 3 - Irradiations moyennes par région - Concentration et efficacité du bore critique Pic de puissance - (Calculs JANUS-FAXYMILLIER en quart de coeur)

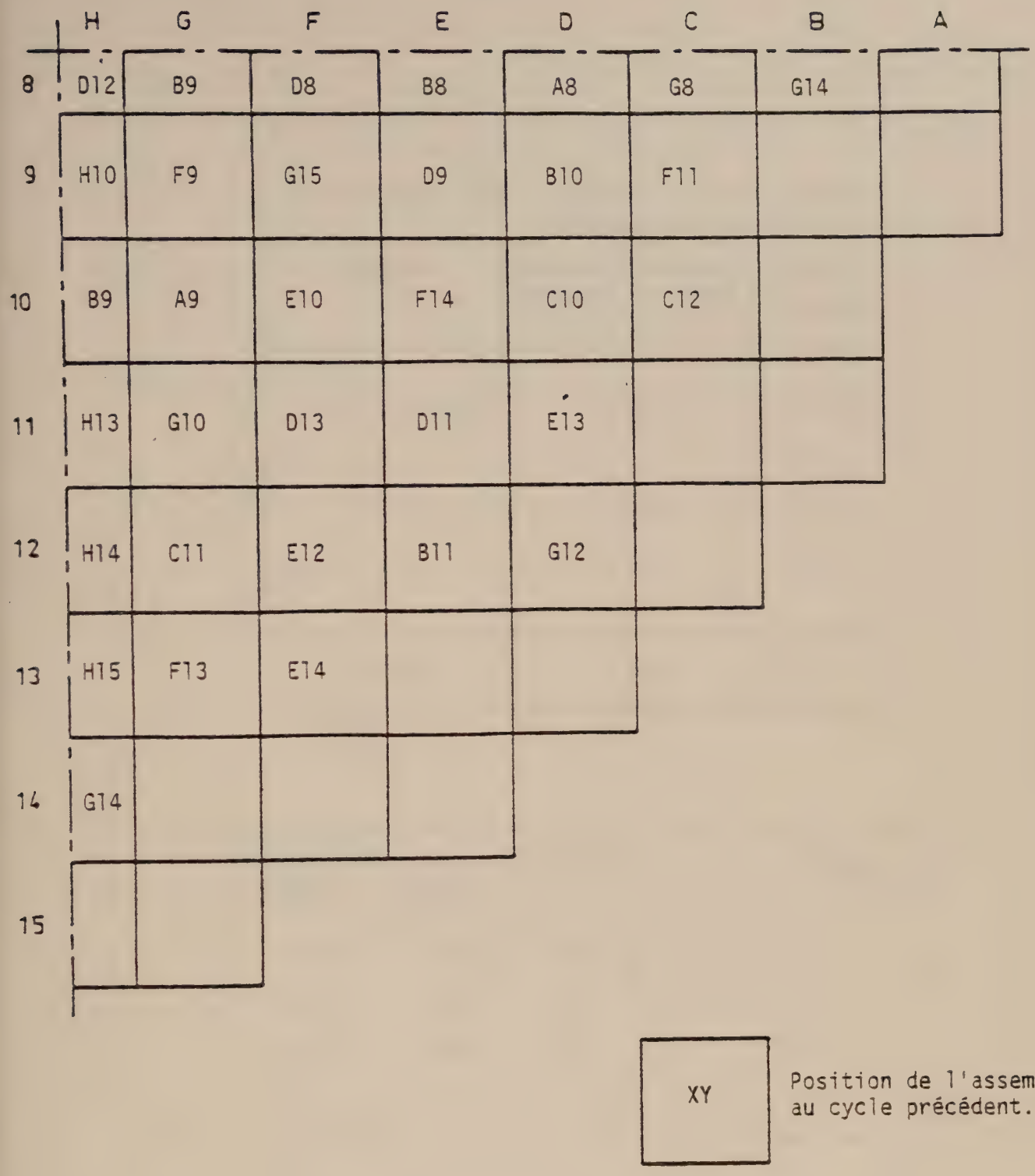
	H	G	F	E	D	C	B	A
8	0,780	1,050	1,119	1,213	1,032	0,961	0,622	
9	0,970	1,016	1,189	1,120	1,203	1,063	0,996	0,514
10	1,134	1,191	1,130	1,220	1,129	1,116	0,822	
11	1,060	1,089	1,239 1,365	1,143	1,118	1,016	0,562	
12	1,120	1,187	1,153	1,173	0,895	0,615		
13	1,202	1,115	1,164	1,055	0,630			
14	1,050	1,066	0,864	0,585				
15	0,670	0,550						

XXX	Puissance relative assemblage
YYY	Facteur de point chaud

F I G U R E A-I-5

Coeur ThO_2-PuO_2 - Cycle 3

Distribution de puissance



F I G U R E A-I-6

Coeur ThO_2-PuO_2 - Cycles 4 et 5

Plan de chargement

REGION	IRRADIATIONS (MWj/T)	
	MOYENNES AU COURS DU CYCLE	CUMULEES
3 (ass. central	10 960	35 944
4	9 329	32 000
5	14 440	22 940
6	8 025	8 025
COEUR	10 600	

IRRADIATION (MWj/T)	C_B (ppm)	EFFICACITE (pcm/ppm)	Fxy	Localisation
0 Xe nul	2 226	- 3,25	1,39	G10
1 000	1 554	- 3,28	1,39	G10
6 000	698	- 3,54	1,37	G10
10 600	40	- 3,82	1,31	G10

TABLEAU A-I-4 : Coeur ThO_2-PuO_2 - Cycle 4 - Irradiations moyennes par région - Concentration et efficacité du bore critique - Pic de puissance - (Calculs JANUS-FAXYMILLIER en quart de coeur

	H	G	F	E	D	C	B	A
8	1,016	1,152	1,107	1,086	1,185	1,005	0,949	0,628
9	1,066	1,126	1,229	1,095	1,165	1,027	0,991	0,519
10	1,220	1,265 1,390	1,134	1,178	1,079	1,084	0,816	
11	1,130	1,153	1,234	1,060	1,041	0,979	0,554	
12	1,111	1,197	1,139	1,121	0,794	0,582		
13	1,223	1,136	1,169	1,042	0,605			
14	1,073	1,102	0,887	0,593				
15	0,700	0,577						

XXX	Puissance relative assemblage
YYY	Facteur de point chaud

F I G U R E A-I-7

Coeur ThO_2-PuO_2 - Cycle 4 - BOL

Distribution de puissance

REGION	IRRADIATIONS (MWj/T)	
	MOYENNES AU COURS DU CYCLE	CUMULEES
4 (ass. central)	10 310	40 395
5	9 290	32 230
6	14 490	22 514
7	8 027	8 027
COEUR	10 600	

IRRADIATION (MWj/T)	C_B (ppm)	EFFICACITE (pcm/ppm)	Fxy	Localisation
0 Xe nul	2 236	- 3,24	1,39	G10
1 000	1 565	- 3,28	1,39	G10
6 000	706	- 3,54	1,37	G10
10 600	47	- 3,82	1,31	G10

TABLEAU A-I-5 : Coeur ThO_2-PuO_2 - Cycle 5 - Irradiations moyennes par région - Concentration et efficacité du bore critique - Pic de puissance - (Calculs JANUS-FAXYMILLIER en quart du coeur)

	H	G	F	E	D	C	B	A
8	0,950	1,136	1,108	1,080	1,187	0,996	0,949	0,626
9	1,040	1,113	1,226	1,095	1,171	1,026	0,990	0,518
10	1,220	1,264 1,393	1,133	1,183	1,083	1,090	0,817	
11	1,130	1,157	1,243	1,057	1,049	0,982	0,555	
12	1,107	1,208	1,147	1,126	0,788	0,581		
13	1,226	1,136	1,171	1,043	0,603			
14	1,077	1,102	0,887	0,593				
15	0,700	0,577						

XXX	Puissance relative assemblage
YYY	Facteur de point chaud

F I G U R E A-I-8

Coeur ThO_2-PuO_2 - Cycle 5 (équilibre) - BOL

Distribution de puissance

A N N E X E II

RECYCLAGE DE L'U 233 EN PRESENCE DE THORIUM
NOUVEAUX CALCULS DE CYCLES

On présente ici, une autre approche des calculs de coeur recyclant l'U 233 en présence de thorium. Les calculs ont été effectués à l'aide des codes JANUS et FAXYMILLIER en quart de coeur.

Le nouveau plan de chargement-repositionnement adopté ici, est présenté dans la figure A-II-1.

Les résultats des cycles 1 à 5 sont donnés dans les tableaux A-II-1 à A-II-5. Dans les figures A-II-2 et A-II-3 on a représenté respectivement les distributions de puissance par assemblage au début et à 1000 MWj/t pour le cycle à l'équilibre. Ces distributions de puissances relatives sont très voisines pour chacun des autres cycles. On retrouve des situations très semblables les unes des autres. On pourra remarquer qu'en début de vie (de 0 à 1000 MWj/t) la puissance dégagée dans l'assemblage E9 augmente (le facteur de point chaud se situe dans cet assemblage).

Les principaux résultats sont les suivants :

- la longueur de campagne est égale à 11100 MWj/t, soit à 272 jepp ;

- la concentration en bore critique en début de vie des cycles et son évolution, sont très semblables aux résultats présentés dans le paragraphe I/3 du chapitre III. Il en est de même pour l'efficacité du bore ;

- en revanche le facteur de point chaud, en début d'irradiation le Xénon étant nul, est inférieur aux résultats obtenus dans l'étude précédemment citée, soit 1,40 au maximum. Mais celui-ci augmente au cours de l'irradiation, pouvant atteindre et même dépasser légèrement 1,435 (cycle 2 et 3).

Nous avons préféré présenter les résultats du paragraphe I/3 du chapitre III à ceux-ci, car les valeurs du facteur de point chaud sont plus satisfaisantes. En effet, malgré la valeur légèrement supérieure à 1,435 en début des cycles, le Xénon n'étant pas saturé, elle est nettement inférieure à 1,435 dès la saturation du Xénon (1,32 environ) pour décroître ensuite pendant l'irradiation. Dans l'étude présentée ici, le facteur de point chaud reste élevé pendant une grande partie de la longueur des cycles.

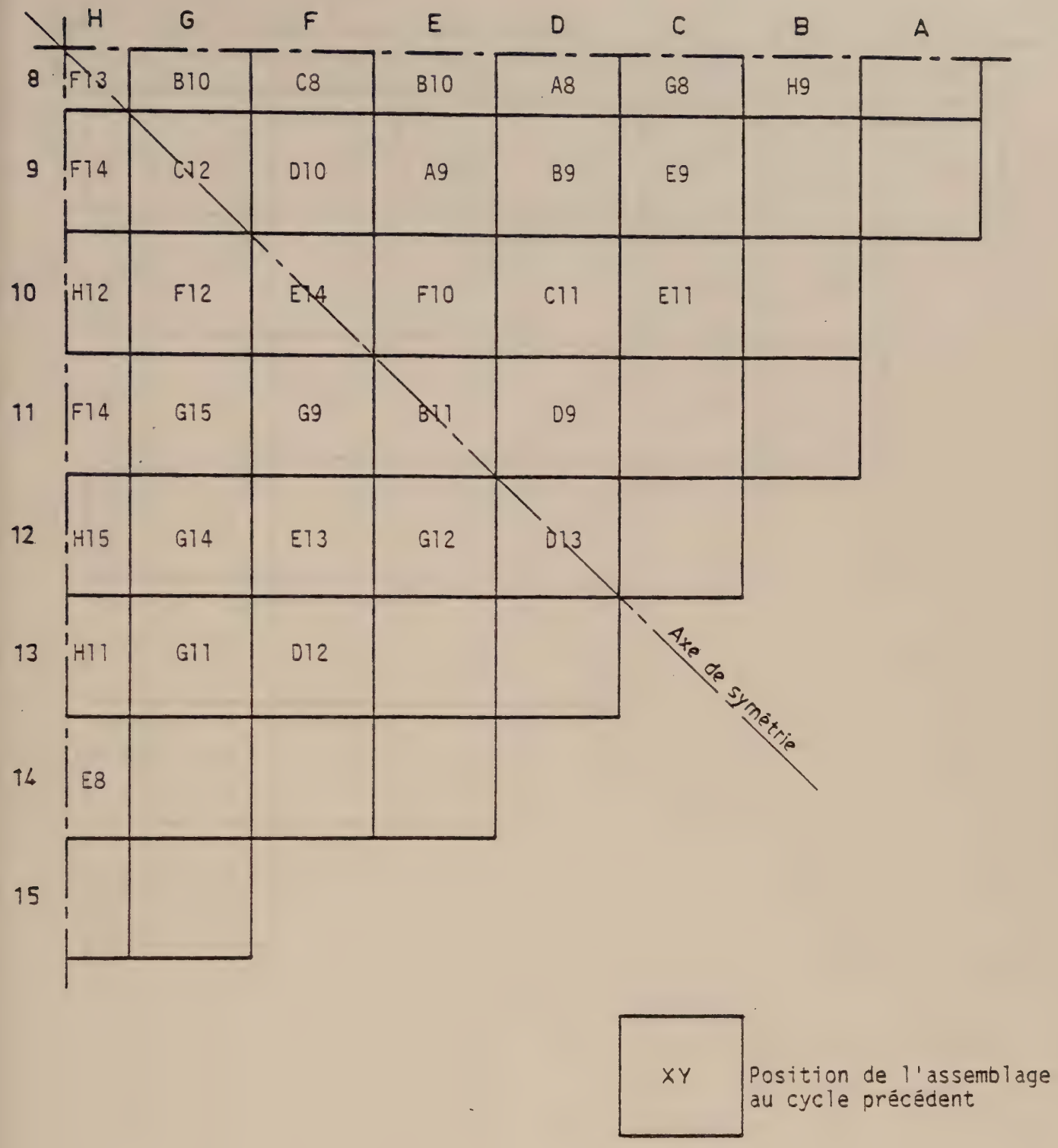


FIGURE A-II-1

Coeur ThO_2-U^TO_2

Plan de chargement-repositionnement de tous les cycles

	H	G	F	E	D	C	B	A
8	0,89	1,12	0,96	1,25	1,25	0,89	0,86	0,80
9	1,12	1,15	0,95	1,26 1,37	1,15	0,94	1,20	0,67
10	0,96	0,94	1,16	0,99	1,07	0,96	1,01	
11	1,24	1,26	0,98	1,11	0,88	1,19	0,71	
12	1,25	1,15	1,07	0,88	0,96	0,74		
13	0,88	0,95	1,00	1,20	0,75			
14	0,85	1,20	1,02	0,72				
15	0,80	0,67						

XXX	Puissance relative
YYY	Pic de puissance

F I G U R E A-II-2

Coeur ThO_2-U^TO_2

Distribution de puissance par assemblage

Cycle à l'équilibre - BOL

(Calculs JANUS - FAXYMILLIER en quart de coeur)

	H	G	F	E	D	C	B	A
8	0,99	1,22	1,05	1,31	1,28	0,90	0,82	0,73
9	1,22	1,25	1,03	1,32 1,42	1,18	0,94	1,09	0,61
10	1,04	1,02	1,24	1,05	1,09	0,94	0,92	
11	1,30	1,32	1,04	1,15	0,89	1,11	0,65	
12	1,28	1,18	1,10	0,90	0,95	0,70		
13	0,89	0,94	0,97	1,12	0,71			
14	0,81	1,10	0,93	0,66				
15	0,73	0,61						

XXX	Puissance relative
YYY	Pic de puissance

F I G U R E A-II-3

Coeur ThO_2-U^TO_2

Distribution de puissance par assemblage

cycle à l'équilibre - 1000 MWj/t

(Calculs JANUS - FAXYMILLIER en quart de coeur)

REGION	IRRADIATIONS (MWj/T)	
	MOYENNES AU COURS DU CYCLE	CUMULEES
1 (ass. central)	10 490	39 170
1	10 587	32 045
2	12 585	21 646
3	9 076	9 076
COEUR	10 747	

IRRADIATION (MWj/T)	C_B (ppm)	EFFICACITE (pcm/ppm)	Fxy	Localisation
0 Xe nul	1 570	- 7,67	1,349	G14
1 000	1 085	- 7,80	1,384	E9
6 000	502	- 8,39	1,359	E9
10 747	40	- 8,47	1,289	E9

TABLEAU A-II-1 : Coeur ThO_2-U^TO_2 - Cycle 1 - Irradiations moyennes par région - Concentrations et efficacité du bore critique - Pic de puissance - (Calculs JANUS-FAXYMILLIER en quart de coeur)

REGION	IRRADIATIONS (MWj/T)	
	MOYENNES AU COURS DU CYCLE	CUMULEES
1 (ass. central)	10 960	39 630
2	10 654	32 300
3	12 690	21 765
4	8 886	8 886
COEUR	10 747	

IRRADIATION (MWj/T)	C_B (ppm)	EFFICACITE (pcm/ppm)	Fxy	Localisation
0 Xe nul	1 604	- 7,46	1,396	E9
1 000	1 133	- 7,63	1,435	E9
6 000	530	- 8,47	1,368	E9
10 747	72	- 9,23	1,296	E9

TABLEAU A-II-2 : Coeur ThO_2-U^TO_2 - Cycle 2 - Irradiations moyennes par région - Concentrations et efficacité du bore critique Pic de puissance - (Calculs JANUS-FAXYMILLIER en quart de coeur)

REGION	IRRADIATIONS (MWj/T)	
	MOYENNES AU COURS DU CYCLE	CUMULEES
2 (ass. central)	11 440	40 048
3	10 925	32 660
4	13 400	22 300
5	9 275	9 275
COEUR	11 200	

IRRADIATION (MWj/T)	C_B (ppm)	EFFICACITE (pcm/ppm)	Fxy	Localisation
0 Xe nul	1 604	- 7,52	1,400	E9
1 000	1 150	- 7,72	1,438	E9
6 000	546	- 8,70	1,358	E9
11 200	59	- 9,65	1,274	E9

TABLEAU A-II-3 : Coeur ThO_2-U^TO_2 - Cycle 3 - Irradiations moyennes par région - Concentrations et efficacité du bore critique Pic de puissance - (Calculs JANUS-FAXYMILLIER en quart de coeur)

REGION	IRRADIATIONS (MWj/T)	
	MOYENNES AU COURS DU CYCLE	CUMULEES
3 (ass. central)	11 115	39 866
4	10 755	33 055
5	13 225	22 500
6	9 314	9 314
COEUR	11 100	

IRRADIATION (MWj/T)	C_B (ppm)	EFFICACITE (pcm/ppm)	Fxy	Localisation
0 Xe nul	1 564	- 7,57	1,377	E9
1 000	1 112	- 7,78	1,423	G11
6 000	517	- 8,76	1,355	E9
11 100	45	- 9,69	1,276	E9

TABLEAU A-II-4 : Coeur ThO_2-U^TO_2 - Cycle 4 - Irradiations moyennes par région - Concentrations et efficacité du bore critique Pic de puissance - (Calculs JANUS-FAXYMILLIER en quart de coeur)

REGION	IRRADIATIONS (MWj/T)	
	MOYENNES AU COURS DU CYCLE	CUMULEES
4 (ass. central)	11 050	40 190
5	10 735	33 235
6	13 365	22 680
7	9 200	9 200
COEUR	11 100	

IRRADIATION (MWj/T)	C_B (ppm)	EFFICACITE (pcm/ppm)	Fxy	Localisation
0 Xe nul	1 554	- 7,58	1,375	E9
1 000	1 103	- 7,79	1,422	E9
6 000	510	- 8,77	1,355	E9
11 100	40	- 9,70	1,278	E9

TABLEAU A-II-5 : Coeur ThO_2-U^TO_2 - Cycle 5 - Irradiations moyennes par région - Concentrations et efficacité du bore critique Pic de puissance - (Calculs JANUS-FAXYMILLIER en quart de coeur)

ANNEXE III

FACTEURS D'EQUIVALENCE

La perturbation sur le facteur de multiplication k en milieu infini et à un groupe d'énergie, due à un isotope j peut s'écrire :

$$\frac{\delta k^j}{k} = \frac{\overline{\nu_j \sigma_f^j} - k\,\overline{\sigma_a^j}}{\sum_i \overline{\nu_i \sigma_f^j} N_i}$$

où $\overline{\nu_j \sigma_f^j}$ est la section microscopique moyenne de fission multipliée par le nombre de neutrons produit par fission de l'isotope j

$\overline{\sigma_a^j}$ la section microscopique moyenne d'absorption de l'isotope j

N_i la concentration d'un isotope i

En effet, considérons une cellule en milieu infini, ce facteur de multiplication s'écrit :

$$k = \frac{F/\varphi>}{A/\varphi>}$$

F : production des neutrons

A : absorption des neutrons

φ est le flux direct (on notera φ^* le flux adjoint).

On perturbe cette cellule avec un noyau j, la perturbation sur le facteur k s'écrit :

$$\frac{\delta k^j}{k} = \frac{<\varphi^*/\delta B/\varphi>}{<\varphi^*/F/\varphi>}$$

avec $B = F - A$

Dans le cas d'une cellule infinie à un groupe d'énergie on a :

$$F = \sum_i N_i \overline{\nu_i \sigma_f^i}/k$$

$$A = \sum_i N_i \overline{\sigma_a^i}$$

On a alors :

$$\frac{\delta k^j}{k} = \frac{<\varphi^*/ \frac{1}{k} (\overline{\nu_j \sigma_f^j})/\varphi> - <\varphi^*/\overline{\sigma_a^j}/\varphi>}{<\varphi^* / \frac{1}{k} (\sum_i N_i \overline{\nu_i \sigma_f^i}) /\varphi>}$$

avec $\varphi = \varphi^*$ on obtient :

$$\frac{\delta k^j}{k} = \frac{\overline{\nu_j \sigma_f^j} - k\,\overline{\sigma_a^j}}{\sum_i N_i \overline{\nu_i \sigma_f^i}}$$

A N N E X E IV

COMPARAISON ENTRE LES DIVERSES EQUIVALENCES

$$\omega^{j/39} = \frac{\overline{\nu_j \sigma_f^j} - \overline{\sigma_a^j}}{\overline{\nu_9 \sigma_f^9} - \overline{\sigma_a^9}}$$

$$w^{j/39} = \frac{\overline{X}_j - \overline{X}_{238}}{\overline{X}_{239} - \overline{X}_{238}}$$

$$w^{*j/39} = \frac{\overline{X}_j - \overline{X}_{232}}{\overline{X}_{239} - \overline{X}_{232}}$$

où $X_j = \overline{\nu_j \sigma_f^j} - \overline{\sigma_a^j}$

Nous avons effectué des calculs à 0 MWj/t d'un milieu combustible ThO_2 -PuO_2 pour déterminer les quantités précédentes. On a tout d'abord :

$$\overline{X}_{232} = - 0,66$$
$$\overline{X}_{238} = - 6,53$$
$$\overline{X}_{233} = + 33,58$$
$$\overline{X}_{235} = + 15,76$$
$$\overline{X}_{239} = + 33,89$$
$$\overline{X}_{240} = - 32,72$$
$$\overline{X}_{241} = + 53,38$$
$$\overline{X}_{242} = - 18,01$$

Les différentes formulations des facteurs d'équivalence donnent les résultats suivants :

	$\omega^{j/39}$	$w^{*j/39}$	$w^{j/39}$
U 238 :	0,991	0,991	0,992
U 235 :	0,470	0,480	0,550
Pu 239 :	1,000	1,000	1,000
Pu 240 :	- 0,965	- 0,928	- 0,648
Pu 241 :	1,575	1,564	1,482
Pu 242 :	- 0,531	- 0,502	- 0,284

A N N E X E V

LES SURGENERATEURS AU THORIUM

Principe

Nous avons vu dans l'introduction que le η de l'U 233 n'a qu'une marge très faible au-dessus de 2. On a longtemps considéré qu'il était impossible d'avoir un η effectif qui permette la surgénération dans un réacteur thermique, du fait des captures parasites dues : aux structures, à l'eau, aux absorbants de contrôle, aux gaines, etc...

On pensait que seuls les réacteurs à sels fondus pouvaient permettre la surgénération, grâce à une épuration en continu des produits de fission et du Pa 233.

La surgénération apparaît possible dans les réacteurs à eau moyennant bien entendu une chasse draconienne aux captures parasites.

Captures dans les gaines et matériaux de structure

Comme dans les PWR les gaines seront en zircaloy (gain de 1% sur l'enrichissement par rapport à l'inox). On peut jouer sur l'épaisseur. Par contre, les structures (grilles, tubes guides, etc...) seront fabriquées elles aussi en zircaloy.

Captures dans l'eau

Si l'eau est un excellent ralentisseur, c'est aussi un élément capturant non négligeable. On a donc tout intérêt à durcir le spectre en diminuant le rapport de modération :

- baisse du taux de capture de l'eau
- maintien d'un facteur η à un niveau encore élevé contrairement à celui de l'U 235 nettement inférieur à 2 dans le domaine épithermique.

Les fuites

Les réflecteurs axiaux et radiaux sont remplacés par des "couvertures" de matériaux fertile ThO_2 comme dans les réacteurs rapides.

Les absorbants de contrôle

Les absorbeurs classiques sont supprimés, n'apportant qu'une capture neutronique stérile. Le contrôle se fait par modification des facteurs neutroniques. Les figures A-5-1 et A-5-2 permettent de voir comment ce contrôle (barres fertiles) a été mis au point.

.../...

Chaque assemblage se compose de deux ensembles très particuliers :

- une région centrale mobile axialement de $k > 1$ appelée Semence. Elle comporte 619 barreaux combustibles* constitués de pastilles ThO_2 enrichies de 0 à 6% (en masse) d'oxyde U 233 O_2. C'est le noyau fissile ;

- une région périphérique fixe de $k < 1$ appelée Coquille. Elle contient 444 barreaux ThO_2-U 233 O_2 comme ci-dessus, mais enrichis de 0 à 3% seulement.

C'est le système à géométrie variable.

En réglant la hauteur du noyau fissile, on ajuste la fuite des neutrons du milieu sur-critique vers le milieu sous-critique.

La figure A-5-3 montre la constitution axiale de ces milieux et leur position à l'arrêt et en fonctionnement.

La centrale de démonstration de Shippingport

Ce coeur fait actuellement l'objet d'une démonstration de sa faisabilité. Il a été conçu et monté dans la centrale de Shippingport (dont la première divergence avait eu lieu en 1957 avec un coeur PWR). La divergence a eu lieu le 26 Août 1977. Le réacteur fonctionnera jusqu'en 1980, date à laquelle le coeur sera déchargé et un bilan global pourra être fait.

Les figures A-5-1, A-5-2 et A-5-3 représentent la coupe du coeur et les détails d'un assemblage combustible du réacteur de Shippingport.

Les réacteurs de grande puissance

Dans ce type de réacteur "breeder" le facteur de conversion dépasserait l'unité de 1% à 2%. La matière fissile (U 233) du premier coeur est supposée être entièrement produite à partir d'autres réacteurs appelés "pre-breeders". Ces derniers, dont le combustible est spécialement conçu pour obtenir, dans la partie couverture, une bonne conversion Th 232-U 233 peuvent être classés en trois catégories suivant qu'ils fonctionnent :

- avec de l'U 235 légèrement enrichi ;
- avec de l'U 235 très enrichi ;
- avec de l'U 235 légèrement enrichi et du plutonium.

Des études ont montré** qu'un breeder de 1000 MWe contiendrait environ 4000 kg de matière fissile et 190 tonnes de thorium. Le volume du coeur couvertures comprises, serait de l'ordre de 70% supérieur à un PWR de même puissance.

.../...

*Exemple de Shippingport.

**Light Water Breeder Reactor Program ERDA 1541 (1976).

Quant aux pre-breeders de 1000 MWe, leur volume serait le même que celui d'un PWR classique.

Ils contiendraient de l'ordre de 70 tonnes de thorium et suivant les cas :

4000 kg d'U 235 enrichi à 13%

2500 kg d'U 235 enrichi à 93%

2200 kg d'U 235 enrichi à 7% et 1500 kg de Pu.

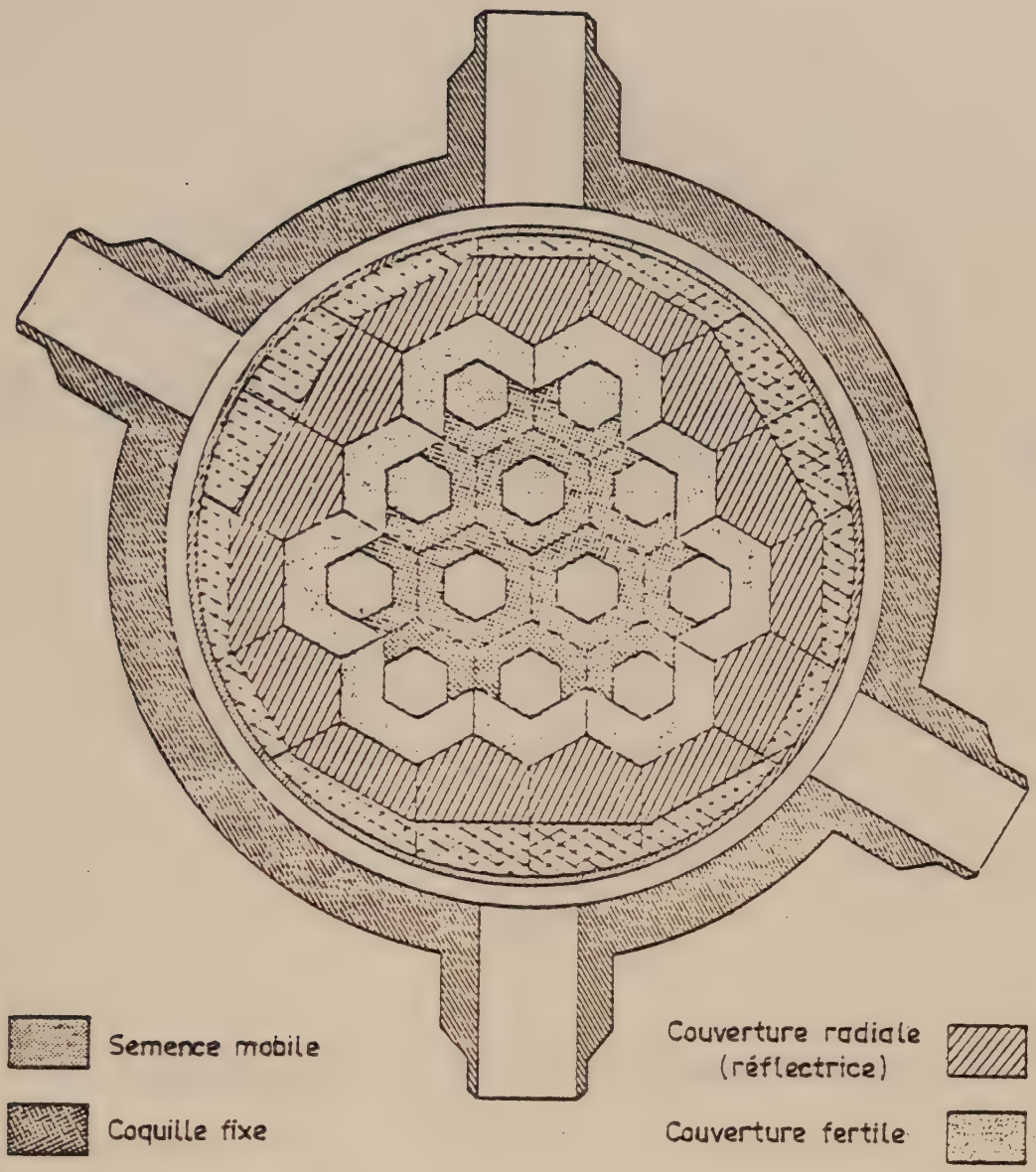


FIGURE A.5.1 _ Coupe schématique du L W B R

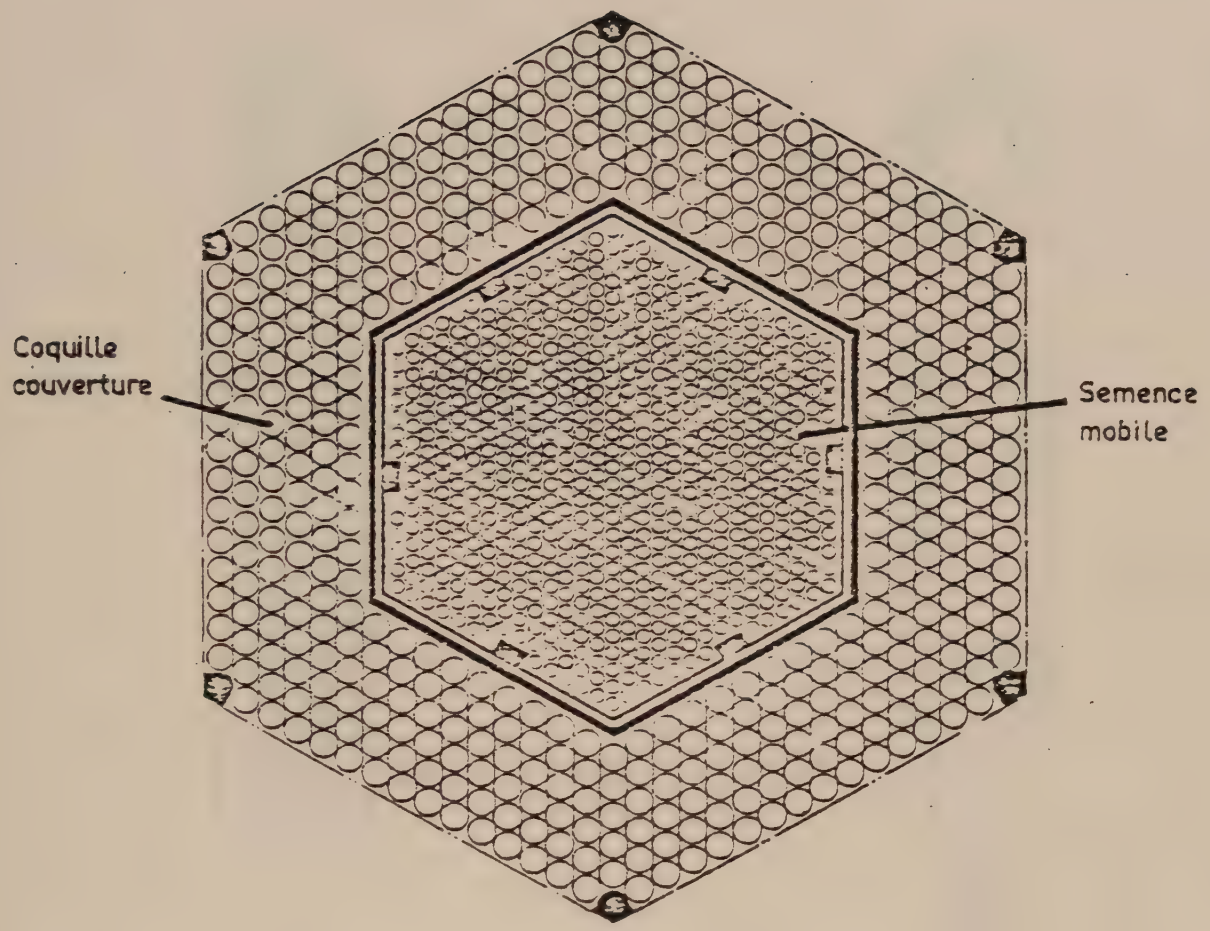
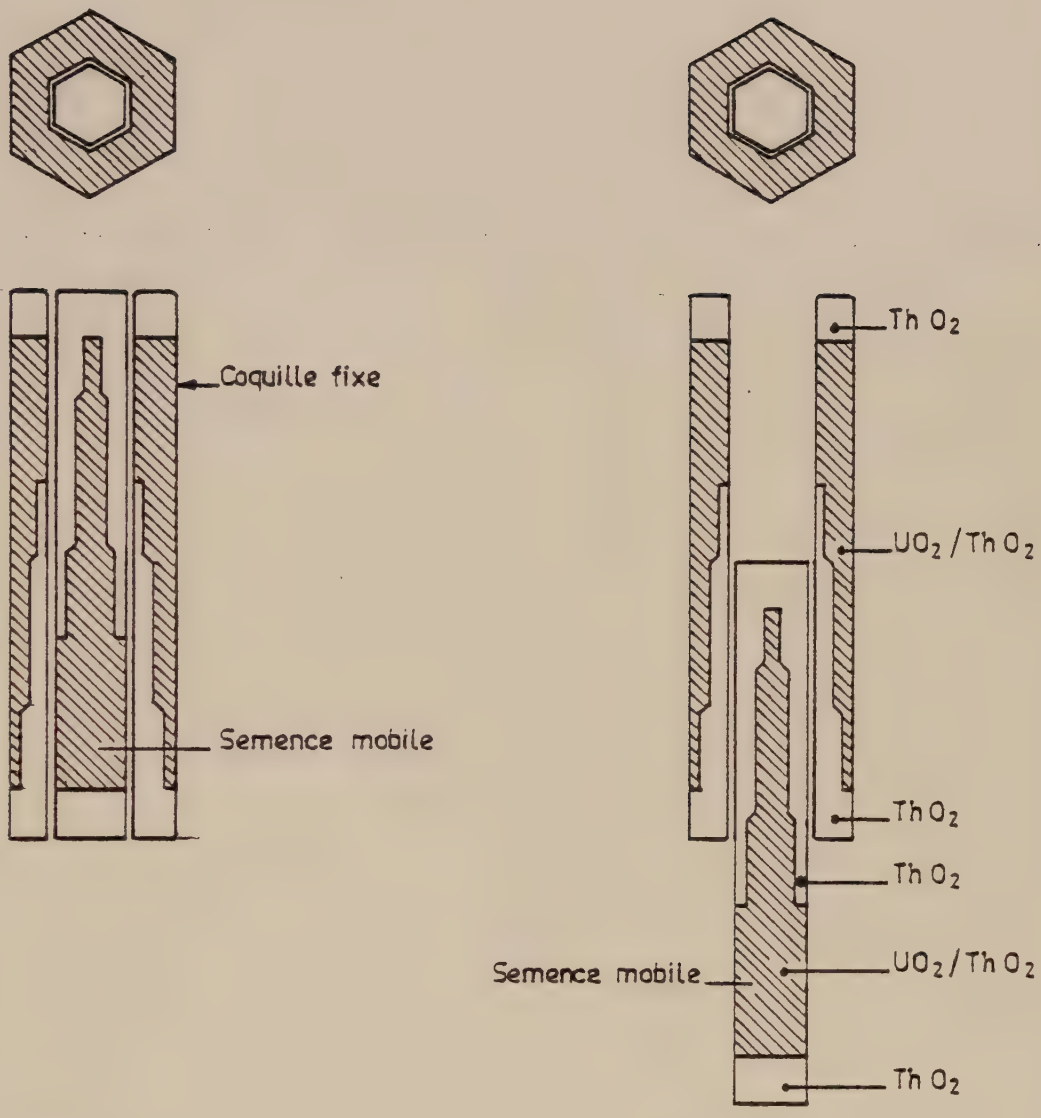


FIGURE A.5.2 _ Section d'un assemblage LWBR typique



En marche:
faible taux de fuites

A l'arrêt:
fort taux de fuites

FIGURE A.5.3 - Concept de cœur à géométrie variable